La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Normas de seguridad del OIEA

para la protección de las personas y el medio ambiente

Material explicativo para la aplicación del Reglamento del OIEA para el transporte seguro de materiales radiactivos (Edición de 2012)

Guía de Seguridad Específica

Nº SSG-26

IAEA
Organismo Internacional de Energía Atómica

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA Y PUBLICACIONES CONEXAS

NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

Con arreglo a lo dispuesto en el artículo III de su Estatuto, el OIEA está autorizado a establecer o adoptar normas de seguridad para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida y la propiedad, y a disponer lo necesario para aplicar esas normas.

Las publicaciones mediante las cuales el OIEA establece las normas pertenecen a la ***Colección de Normas de Seguridad de OIEA***. Esta colección abarca la seguridad nuclear, radiológica, del transporte y de los desechos. La colección comprende las siguientes categorías: **Nociones Fundamentales de Seguridad, Requisitos de Seguridad y Guías de Seguridad**.

Para obtener información sobre el programa de normas de seguridad del OIEA puede consultarse el sitio del OIEA:

http://www-ns.iaea.org/standards/

En este sitio se encuentran los textos en inglés de las normas de seguridad publicadas y de los proyectos de normas. También figuran los textos de las normas de seguridad publicados en árabe, chino, español, francés y ruso, el Glosario de Seguridad del OIEA y un informe de situación sobre las normas de seguridad que están en proceso de elaboración. Para más información se ruega ponerse en contacto con el OIEA en la dirección: Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Viena (Austria).

Se invita a los usuarios de las normas de seguridad del OIEA a informar al Organismo sobre su experiencia en la utilización de las normas (por ejemplo, si se han utilizado como base de los reglamentos nacionales, para realizar exámenes de la seguridad o para impartir cursos de capacitación), con el fin de asegurar que sigan satisfaciendo las necesidades de los usuarios. Se puede hacer llegar la información a través del sitio del OIEA o por correo postal a la dirección anteriormente señalada, o por correo electrónico a la dirección: Official.Mail@iaea.org.

PUBLICACIONES CONEXAS

El OIEA facilita la aplicación de las normas y, con arreglo a las disposiciones de los artículos III y VIII.C de su Estatuto, pone a disposición información relacionada con las actividades nucleares pacíficas, fomenta su intercambio, y sirve de intermediario para ello entre sus Estados Miembros.

Los informes sobre seguridad en las actividades nucleares se publican como **Informes de Seguridad**, en los que se ofrecen ejemplos prácticos y métodos detallados que se pueden utilizar en apoyo de las normas de seguridad.

Existen asimismo otras publicaciones del OIEA relacionadas con la seguridad, como las relativas a la **preparación y respuesta para casos de emergencia**, los **informes sobre evaluación radiológica**, los **informes del INSAG** (Grupo Internacional Asesor en Seguridad Nuclear), los **informes técnicos**, y los **documentos TECDOC**. El OIEA publica asimismo informes sobre accidentes radiológicos, manuales de capacitación y manuales prácticos, así como otras obras especiales relacionadas con la seguridad.

Las publicaciones relacionadas con la seguridad física aparecen en la ***Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA.***

La ***Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA*** comprende publicaciones de carácter informativo destinadas a fomentar y facilitar la investigación, el desarrollo y la aplicación práctica de la energía nuclear con fines pacíficos. Incluye informes y guías sobre la situación y los adelantos de las tecnologías, así como experiencias, buenas prácticas y ejemplos prácticos en relación con la energía nucleoeléctrica, el ciclo del combustible nuclear, la gestión de desechos radiactivos y la clausura.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

MATERIAL EXPLICATIVO PARA LA APLICACIÓN DEL REGLAMENTO DEL OIEA PARA EL TRANSPORTE SEGURO DE MATERIALES RADIACTIVOS (EDICIÓN DE 2012)

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Los siguientes Estados son Miembros del Organismo Internacional de Energía Atómica:

AFGANISTÁN
ALBANIA
ALEMANIA
ANGOLA
ANTIGUA Y BARBUDA
ARABIA SAUDITA
ARGELIA
ARGENTINA
ARMENIA
AUSTRALIA
AUSTRIA
AZERBAIYÁN
BAHAMAS
BAHREIN
BANGLADESH
BARBADOS
BELARÚS
BÉLGICA
BELICE
BENIN
BOLIVIA, ESTADO PLURINACIONAL DE
BOSNIA Y HERZEGOVINA
BOTSWANA
BRASIL
BRUNEI DARUSSALAM
BULGARIA
BURKINA FASO
BURUNDI
CAMBOYA
CAMERÚN
CANADÁ
CHAD
CHILE
CHINA
CHIPRE
COLOMBIA
CONGO
COREA, REPÚBLICA DE
COSTA RICA
CÔTE DÕIVOIRE
CROACIA
CUBA
DINAMARCA
DJIBOUTI
DOMINICA
ECUADOR
EGIPTO
EL SALVADOR
EMIRATOS ÁRABES UNIDOS
ERITREA
ESLOVAQUIA
ESLOVENIA
ESPAÑA
ESTADOS UNIDOS DE AMÉRICA
ESTONIA
ETIOPÍA
EX REPÚBLICA YUGOSLAVA DE MACEDONIA
FEDERACIÓN DE RUSIA
FIJI
FILIPINAS
FINLANDIA
FRANCIA
GABÓN
GEORGIA
GHANA
GRECIA
GUATEMALA
GUYANA
HAITÍ
HONDURAS
HUNGRÍA
INDIA
INDONESIA
IRÁN, REPÚBLICA ISLÁMICA DEL
IRAQ
IRLANDA
ISLANDIA
ISLAS MARSHALL
ISRAEL
ITALIA
JAMAICA
JAPÓN
JORDANIA
KAZAJSTÁN
KENYA
KIRGUISTÁN
KUWAIT
LESOTHO
LETONIA
LÍBANO
LIBERIA
LIBIA
LIECHTENSTEIN
LITUANIA
LUXEMBURGO
MADAGASCAR
MALASIA
MALAWI
MALÍ
MALTA
MARRUECOS
MAURICIO
MAURITANIA
MÉXICO
MÓNACO
MONGOLIA
MONTENEGRO
MOZAMBIQUE
MYANMAR
NAMIBIA
NEPAL
NICARAGUA
NÍGER
NIGERIA
NORUEGA
NUEVA ZELANDIA
OMÁN
PAÍSES BAJOS
PAKISTÁN
PALAU
PANAMÁ
PAPUA NUEVA GUINEA
PARAGUAY
PERÚ
POLONIA
PORTUGAL
QATAR
REINO UNIDO DE GRAN BRETAÑA E IRLANDA DEL NORTE
REPÚBLICA ÁRABE SIRIA
REPÚBLICA CENTROAFRICANA
REPÚBLICA CHECA
REPÚBLICA DE MOLDOVA
REPÚBLICA DEMOCRÁTICA DEL CONGO
REPÚBLICA DEMOCRÁTICA POPULAR LAO
REPÚBLICA DOMINICANA
REPÚBLICA UNIDA DE TANZANÍA
RUMANIA
RWANDA
SAN MARINO
SANTA SEDE
SENEGAL
SERBIA
SEYCHELLES
SIERRA LEONA
SINGAPUR
SRI LANKA
SUDÁFRICA
SUDÁN
SUECIA
SUIZA
SWAZILANDIA
TAILANDIA
TAYIKISTÁN
TOGO
TRINIDAD Y TABAGO
TÚNEZ
TURKMENISTÁN
TURQUÍA
UCRANIA
UGANDA
URUGUAY
UZBEKISTÁN
VANUATU
VENEZUELA, REPÚBLICA BOLIVARIANA DE
VIET NAM
YEMEN
ZAMBIA
ZIMBABWE

El Estatuto del Organismo fue aprobado el 23 de octubre de 1956 en la Conferencia sobre el Estatuto del OIEA celebrada en la Sede de las Naciones Unidas (Nueva York); entró en vigor el 29 de julio de 1957. El Organismo tiene la Sede en Viena. Su principal objetivo es “acelerar y aumentar la contribución de la energía atómica a la paz, la salud y la prosperidad en el mundo entero”.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

COLECCIÓN DE
NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA Nº SSG-26

MATERIAL EXPLICATIVO PARA LA APLICACIÓN DEL REGLAMENTO DEL OIEA PARA EL TRANSPORTE SEGURO DE MATERIALES RADIACTIVOS (EDICIÓN DE 2012)

GUÍA DE SEGURIDAD ESPECÍFICA

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
VIENA, 2016

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

DERECHOS DE AUTOR

Todas las publicaciones científicas y técnicas del OIEA están protegidas en virtud de la Convención Universal sobre Derecho de Autor aprobada en 1952 (Berna) y revisada en 1972 (París). Desde entonces, la Organización Mundial de la Propiedad Intelectual (Ginebra) ha ampliado la cobertura de los derechos de autor que ahora incluyen la propiedad intelectual de obras electrónicas y virtuales. Para la utilización de textos completos, o parte de ellos, que figuren en publicaciones del OIEA, impresas o en formato electrónico, deberá obtenerse la correspondiente autorización, y por lo general dicha utilización estará sujeta a un acuerdo de pago de regalías. Se aceptan propuestas relativas a reproducción y traducción sin fines comerciales, que se examinarán individualmente. Las solicitudes de información deben dirigirse a la Sección Editorial del OIEA:

Dependencia de Mercadotecnia y Venta
Sección Editorial
Organismo Internacional de Energía Atómica
Centro Internacional de Viena
PO Box 100
1400 Viena (Austria)
fax: +43 1 2600 29302
tel.: +43 1 2600 22417
Correo electrónico: sales.publications@iaea.org
http://www.iaea.org/books

© OIEA, 2016

Impreso por el OIEA en Austria
Noviembre de 2016
STI/PUB/1586

MATERIAL EXPLICATIVO
PARA LA APLICACIÓN DEL
REGLAMENTO DEL OIEA PARA
EL TRANSPORTE SEGURO
DE MATERIALES RADIACTIVOS
(EDICIÓN DE 2012)
OIEA, VIENA, 2015
STI/PUB/1586
ISBN 978–92–0–300116–8
ISSN 1020–5837

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

PRÓLOGO

de Yukiya Amano
Director General

El OIEA está autorizado por su Estatuto a "establecer o adoptar […] normas de seguridad para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida y la propiedad" — normas que el OIEA debe utilizar en sus propias operaciones y que los Estados pueden aplicar mediante sus disposiciones de reglamentación de la seguridad nuclear y radiológica. A esos efectos, el OIEA consulta con los órganos competentes de las Naciones Unidas y con los organismos especializados pertinentes. Un amplio conjunto de normas de alta calidad revisadas periódicamente es un elemento clave de un régimen de seguridad mundial estable y sostenible, como también lo es la asistencia del OIEA en la aplicación de esas normas.

El OIEA inició su programa de normas de seguridad en 1958. El énfasis puesto en su calidad, idoneidad y mejora continua ha redundado en el uso generalizado de las normas del OIEA en todo el mundo. La *Colección de Normas de Seguridad* incluye ahora principios fundamentales de seguridad unificados, que representan un consenso internacional acerca de lo que debe constituir un alto grado de protección y seguridad. Con el firme apoyo de la Comisión sobre Normas de Seguridad, el OIEA se esfuerza por promover la aceptación y el uso a escala mundial de sus normas.

Las normas solo son eficaces si se aplican adecuadamente en la práctica. Los servicios de seguridad del OIEA abarcan el diseño, la selección de emplazamientos y la seguridad técnica, la seguridad operacional, la seguridad radiológica, la seguridad en el transporte de materiales radiactivos y la seguridad en la gestión de los desechos radiactivos, así como la organización a nivel gubernamental, las cuestiones relacionadas con reglamentación y la cultura de la seguridad en las organizaciones. Estos servicios de seguridad prestan asistencia a los Estados Miembros en la aplicación de las normas y posibilitan el intercambio de experiencias y conocimientos valiosos.

La reglamentación de la seguridad es una responsabilidad nacional y muchos Estados han decidido adoptar las normas del OIEA para incorporarlas en sus reglamentos nacionales. Para las partes en las diversas convenciones internacionales sobre seguridad, las normas del OIEA son un medio coherente y fiable de asegurar el cumplimiento eficaz de las obligaciones emanadas de esas convenciones. Los órganos reguladores y los explotadores de todo el mundo también aplican las normas para mejorar la seguridad en la generación de energía nucleoeléctrica y en las aplicaciones de la energía nuclear en la medicina, la industria, la agricultura y la investigación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La seguridad no es un fin en sí misma, sino un requisito indispensable para la protección de las personas de todos los Estados y del medio ambiente, ahora y en el futuro. Los riesgos relacionados con la radiación ionizante deben evaluarse y controlarse sin restringir indebidamente la contribución de la energía nuclear al desarrollo equitativo y sostenible. Los Gobiernos, los órganos reguladores y los explotadores de todo el mundo deben velar por que los materiales nucleares y las fuentes de radiación se utilicen con fines beneficiosos y de manera segura y ética. Las normas de seguridad del OIEA están concebidas para facilitar esa tarea, y aliento a todos los Estados Miembros a hacer uso de ellas.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

ÍNDICE

SECCIÓN I: INTRODUCCIÓN 1

Antecedentes 1
Objetivo 5
Alcance 5
Referencias de la Sección I 11

SECCIÓN II: DEFINICIONES 13

Referencias de la Sección II 37

SECCIÓN III: DISPOSICIONES GENERALES 39

Protección radiológica. 39
Respuesta a emergencias 44
Sistema de gestión 45
Verificación del cumplimiento. 46
Incumplimiento 49
Arreglos especiales 50
Capacitación 51
Referencias de la Sección III 53

SECCIÓN IV: LÍMITES DE ACTIVIDAD Y RESTRICCIONES SOBRE LOS MATERIALES 55

Disposiciones generales. 55
Valores básicos de los radionucleidos 55
Determinación de los valores básicos de los radionucleidos. 58
Clasificación de los materiales 62
Clasificación de los bultos. 76
Referencias de la Sección IV. 82

SECCIÓN V: REQUISITOS Y CONTROLES APLICABLES AL TRANSPORTE 85

Requisitos antes de la primera expedición. 85
Requisitos antes de cada expedición 87
Transporte de otras mercancías 91
Otras propiedades peligrosas del contenido 91

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Requisitos y controles relativos a la contaminación y a los bultos que presenten fugas 93
Requisitos y controles para el transporte de bultos exceptuados. 100
Requisitos y controles para el transporte de materiales de baja actividad específica y de objetos contaminados en la superficie en bultos industriales o sin embalar 101
Determinación del índice de transporte 103
Determinación del índice de seguridad con respecto a la criticidad correspondiente a remesas, contenedores y sobreenvases 105
Límites del índice de transporte, del índice de seguridad con respecto a la criticidad y de los niveles de radiación correspondientes a bultos y sobreenvases 105
Categorías 106
Marcado, etiquetado y rotulado 108
Obligaciones del remitente 116
Transporte y almacenamiento en tránsito 118
Formalidades aduaneras. 133
Remesas que no puedan entregarse 135
Conservación y disponibilidad de los documentos de transporte por parte de los transportistas 135
Referencias de la Sección V 135

SECCIÓN VI: REQUISITOS RELATIVOS A LOS MATERIALES RADIACTIVOS Y A LOS EMBALAJES Y BULTOS . . . 139

Requisitos relativos a los materiales radiactivos 139
Requisitos relativos a los materiales exceptuados de la clasificación como sustancias fisionables 144
Requisitos generales relativos a todos los embalajes y bultos. 148
Requisitos complementarios relativos a los bultos transportados por vía aérea 152
Requisitos relativos a los bultos exceptuados 153
Requisitos relativos a los bultos industriales 154
Requisitos relativos a los bultos que contengan hexafluoruro de uranio 161
Requisitos relativos a los bultos del Tipo A. 164
Requisitos relativos a los bultos del Tipo B(U) 172
Requisitos relativos a los bultos del Tipo B(M) 193
Requisitos relativos a los bultos del Tipo C. 194

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Requisitos relativos a los bultos que contengan sustancias fisionables 196
Determinación del índice de seguridad con respecto a la criticidad de los bultos 216
Referencias de la Sección VI 217

SECCIÓN VII: PROCEDIMIENTOS DE ENSAYO 223

Demostración del cumplimiento 223
Ensayos de materiales radiactivos en forma especial 231
Ensayos de materiales radiactivos de baja dispersión 234
Ensayos de bultos 235
Referencias de la Sección VII 274

SECCIÓN VIII: REQUISITOS ADMINISTRATIVOS Y DE APROBACIÓN 279

Disposiciones generales 279
Aprobación de los materiales radiactivos en forma especial y de los materiales radiactivos de baja dispersión 282
Aprobación de los diseños de bultos 282
Disposiciones transitorias 285
Notificación y registro de números de serie 290
Aprobación de expediciones 291
Aprobación de expediciones en virtud de arreglos especiales 293
Certificados de aprobación de la autoridad competente 294
Contenido de los certificados de aprobación 295
Refrendo de los certificados 301
Referencias de la sección VIII 301

APÉNDICE I: EL SISTEMA Q PARA EL CÁLCULO Y APLICACIÓN DE LOS VALORES A1 Y A2 303

APÉNDICE II: PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS, COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA 355

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

APÉNDICE III: EJEMPLOS DE CÁLCULO PARA ESTABLECER REQUISITOS MÍNIMOS EN MATERIA DE DISTANCIAS DE SEPARACIÓN 389

APÉNDICE IV: ESTIBA Y FIJACIÓN DE BULTOS DURANTE EL TRANSPORTE 401

APÉNDICE V: DIRECTRICES PARA EL DISEÑO SEGURO DE LOS BULTOS DE TRANSPORTE CONTRA LA FRACTURA FRÁGIL 419

APÉNDICE VI: EVALUACIONES DE SEGURIDAD CON RESPECTO A LA CRITICIDAD 441

APÉNDICE VII: ORIENTACIONES PARA EL TRANSPORTE DE COMPONENTES DE GRANDES DIMENSIONES EN VIRTUD DE ARREGLOS ESPECIALES 473

APÉNDICE VIII: TRANSPORTE EN DETERMINADAS SITUACIONES 487

COLABORADORES EN LA PREPARACIÓN Y REVISIÓN 491

ÍNDICE 501

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

LISTA DE CUADROS

Cuadro 1 Factores de corrección según las dimensiones del bulto y del detector 31
Cuadro 2 Ejemplos de separación entre diferentes clases 123
Cuadro 3 Comparación de los cuatro métodos de ensayo por fugas volumétricas recomendados por Aston y otros. 141
Cuadro 4 Lista de códigos VRI por países. 297

Cuadro I.1 Coeficientes de dosis por inmersión. 320
Cuadro I.2 Límites del contenido de bultos del Tipo A 332

Cuadro II.1 Período de semidesintegración y actividad específica de radionucleidos 355
Cuadro II.2 Coeficientes de dosis y de tasa de dosis de radionucleidos . . 371
Cuadro II.3 Valores de actividad específica para uranio con varios niveles de enriquecimiento. 386

Cuadro III.1 Factores de transmisión 393
Cuadro III.2 Variación de la distancia de separación en función del índice de transporte para un único grupo de bultos estibado en la bodega de una aeronave de pasajeros 394
Cuadro III.3 Variación de la distancia de separación en función del índice de transporte para la estiba en cabina de aeronaves [combi o de carga]. 398

Cuadro IV.1 Factores de aceleración que deberían considerarse en el diseño de los sistemas de fijación de bultos. 405
Cuadro IV.2 Factores de aceleración para el diseño de sistemas de fijación de bultos aplicables a bultos específicos 407
Cuadro IV.3 Símbolos utilizados en el cálculo de un bulto rectangular con el reborde de la placa base atornillado al medio de transporte. 414

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Sección I

INTRODUCCIÓN

ANTECEDENTES

101.1. La radiación y las sustancias radiactivas son elementos naturales y permanentes del medio ambiente y, por tanto, los riesgos asociados con la exposición a la radiación solo pueden restringirse, pero no eliminarse por completo. Además, el empleo de la radiación artificial está generalizado. Las fuentes de radiación son indispensables para la atención de la salud en la actualidad. La utilización de la energía nuclear y las aplicaciones de sus subproductos (por ejemplo, radiación y sustancias radiactivas) siguen aumentando en todo el mundo.

101.2. Se ha reconocido que la exposición a altos niveles de radiación puede causar daños clínicos a los tejidos del cuerpo humano y que la exposición a la radiación podría causar la inducción de tumores malignos. Por lo tanto, es imprescindible que las actividades relacionadas con la exposición a la radiación, como el transporte de materiales radiactivos, estén sujetas a ciertas normas de seguridad con objeto de proteger a las personas expuestas a la radiación. Las normas de seguridad radiológica del OIEA constituyen un instrumento de consenso internacional para este fin.

101.3. La aceptación por la sociedad de los riesgos asociados a la radiación depende de los beneficios que se obtengan del uso de las aplicaciones relacionadas con la radiación. El Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos (el Reglamento de Transporte[1]) se basa en la información derivada de extensas actividades de investigación y desarrollo que han llevado a cabo entidades científicas y técnicas, a nivel nacional e internacional, con respecto a los efectos de la radiación en la salud y a las técnicas para el diseño seguro de bultos de transporte, así como en la experiencia adquirida en las operaciones de transporte. En el Reglamento de Transporte no solo se utilizan elementos puramente científicos; también se hacen juicios acerca de la importancia relativa de los riesgos de distintos tipos y del establecimiento de un equilibrio entre los riesgos y los beneficios.

---

[1] En la presente publicación la referencia al ‘Reglamento de Transporte’ siempre deberá remitir a la última edición (es decir, la edición de 2012) a menos que se indique lo contrario.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

101.4. Sin duda se producirán algunas exposiciones a la radiación en condiciones de transporte rutinarias y que su magnitud será previsible. Asimismo, pueden preverse situaciones en que podría darse una exposición pero sin certeza de que realmente se produzca una exposición. Tales exposiciones imprevistas pero factibles se denominan 'exposiciones potenciales'. Las exposiciones potenciales pueden convertirse en exposiciones reales si ocurre la situación imprevista. La optimización de la protección radiológica exige que se tengan en cuenta tanto las exposiciones normales como potenciales. Si pueden preverse esas situaciones, podrá estimarse la probabilidad de que se produzcan con la consiguiente exposición a la radiación. En el caso de las exposiciones normales, la optimización exige que se tengan en cuenta la magnitud prevista de las dosis individuales y el número de personas expuestas; además, en el caso de las exposiciones potenciales, también se debe tener en cuenta la probabilidad de que ocurran accidentes o sucesos o secuencias de sucesos.

101.5. El medio especificado en el Reglamento de Transporte para controlar las exposiciones normales es la restricción de las dosis recibidas. El medio primordial para controlar las exposiciones potenciales es el diseño de bultos de transporte y de procedimientos operacionales que satisfagan los requisitos relativos a las tasas de dosis, la posible contaminación externa, la liberación de actividad y la prevención de la criticidad (generación importante de nueva actividad mediante una reacción en cadena automantenida de neutrones). Tales medios también están destinados a restringir la probabilidad de sucesos que puedan originar exposiciones imprevistas y restringir la magnitud de las exposiciones que puedan producir esos sucesos.

101.6. El transporte de materiales radiactivos se ha establecido como factor necesario en los programas nacionales e internacionales para el uso de los materiales radiactivos en la medicina, la agricultura, la industria, la investigación y la generación de energía nucleoeléctrica. Por lo tanto, se ha acordado en general que el transporte de materiales radiactivos está ampliamente justificado.

101.7. Los límites de dosis establecidos para los miembros del público en las Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la Protección contra la Radiación Ionizante y para la Seguridad de las Fuentes de Radiación (las NBS) [1] se aplican a la persona representativa de la población y a la dosis individual total recibida de todas las fuentes de exposición, excluidas la radiación natural de fondo y la exposición médica de las personas. Para tener en cuenta otras fuentes de exposición, en la definición de las condiciones de exposición de la persona representativa los requisitos del Reglamento de Transporte se formulan en la práctica sobre la base de supuestos de carácter conservador con

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

el fin de proporcionar garantías razonables de que las dosis reales recibidas en el transporte de esos bultos no excederán de una fracción de los límites de dosis.

101.8. La responsabilidad con respecto al desarrollo y optimización de los procedimientos operacionales y el cumplimiento del Reglamento de Transporte recae fundamentalmente en el explotador.

101.9. El suministro de información y capacitación forma parte integrante de todo sistema de protección radiológica. El nivel de instrucción debe estar en proporción con la índole y el tipo de actividad que se realice.

101.10. Véanse las disposiciones sobre la capacitación en los párrafos 311 a 315.

101.11. El sistema de gestión estipulado en el Reglamento de Transporte debería crearse y aplicarse de manera oportuna antes de que comiencen las operaciones de transporte. Cuando proceda, la autoridad competente verificará si se aplica ese sistema de gestión en cumplimiento del Reglamento de Transporte.

103.1. Cuando se realizan expediciones nacionales o internacionales es necesario consultar la reglamentación aplicable a la modalidad de transporte en particular que vaya a ser utilizada para los países a los que se efectuará la expedición. Aunque la mayor parte de los requisitos del transporte modal están de conformidad con el Reglamento de Transporte, puede haber diferencias en relación con la asignación de responsabilidades para algunas actividades específicas. En el caso de envíos aéreos, especialmente con respecto a las discrepancias entre los Estados y operadores, deberían consultarse las Instrucciones Técnicas para el Transporte sin Riesgos de Mercancías Peligrosas por Vía Aérea de la Organización de Aviación Civil Internacional (OACI) [2] y la Reglamentación sobre Mercancías Peligrosas de la Asociación de Transporte Aéreo Internacional [3]. Para expediciones por vía marítima debería consultarse el Código Marítimo Internacional de Mercancías Peligrosas (IMDG) de la Organización Marítima Internacional [4]. Algunos países han adoptado el Reglamento de Transporte como referencia, mientras que otros lo han incorporado en sus legislaciones nacionales, posiblemente con algunos pequeños cambios.

103.2. El Reglamento de Transporte se ha elaborado a lo largo de muchos años para lograr consenso entre los Estados Miembros del OIEA y las organizaciones internacionales de transporte y normalización (Comisión Económica de las Naciones Unidas para Europa (CEPE), OACI, OMI, Organización Internacional de Normalización (ISO), Unión Postal Universal, etc.). Para establecer

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

el Reglamento de Transporte estas entidades utilizaron principios científicos, datos e investigaciones internacionalmente aceptados. El Reglamento de Transporte tiene por objeto proporcionar a los países y las organizaciones de reglamentación del transporte modal requisitos de transporte basados en el consenso que protejan la salud y la seguridad de los trabajadores, el público general y el medio ambiente, y permitan el comercio internacional.

103.3. Aunque el Reglamento de Transporte no es vinculante en lo que se refiere a la adopción o aplicación por los Estados, la adopción e incorporación del Reglamento de Transporte por las organizaciones internacionales de reglamentación del transporte hace obligatorio el cumplimiento por parte de los Estados.

103.4. El Reglamento de Transporte se basa, por tanto, en la presunción de que se ha establecido una infraestructura nacional que permita al gobierno cumplir sus responsabilidades con respecto a la seguridad del transporte.

103.5. El actual nivel de seguridad en el transporte de materiales radiactivos se ha alcanzado a escala mundial mediante la adopción del Reglamento de Transporte en las reglamentaciones internacionales, regionales y modales para el transporte de todas las mercancías peligrosas, en que los materiales radiactivos son solo una (Clase 7) de las nueve clases de mercancías peligrosas. En publicaciones afines se explica el Reglamento de Transporte, se brinda asesoramiento sobre cómo puede aplicarse, y se exponen en mayor detalle temas como la respuesta a emergencias, la verificación del cumplimiento y un sistema de gestión.

103.6. El Reglamento de Transporte también se recomienda para que los Estados Miembros lo adopten en sus reglamentos nacionales para el transporte de mercancías peligrosas. Incluso los Estados Miembros que no poseen una industria nucleoeléctrica necesitan establecer requisitos para controlar con seguridad el transporte de materiales radiactivos de uso común, por ejemplo, en aplicaciones médicas, industriales o de investigación.

103.7. Los elementos esenciales de una infraestructura nacional de seguridad del transporte son: legislación y reglamentos; autoridad competente facultada para autorizar e inspeccionar actividades reglamentadas y poner en vigor la legislación y las reglamentaciones; suficientes recursos financieros; y plantilla suficiente de personal adiestrado. La infraestructura también debería proporcionar medios para hacer frente a las preocupaciones sociales que rebasan el marco de las

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

responsabilidades legales de las personas jurídicas autorizadas para efectuar el transporte de materiales radiactivos.

OBJETIVO

104.1. En general el Reglamento de Transporte tiene por objeto suministrar un nivel de seguridad adecuado y uniforme que se corresponda con el peligro inherente que presenten los materiales radiactivos que sean transportados. Dentro de lo posible, las características de seguridad deben ser incluidas en el diseño del bulto. Al depositar la confianza primordial en el diseño y la preparación del bulto, la necesidad de adoptar medidas especiales durante el transporte (es decir, por parte del transportista) queda reducida al mínimo. Sin embargo, para cumplir con los objetivos de seguridad se requieren algunos controles operacionales.

ALCANCE

106.1. El transporte incluye el acarreo por el transportista habitual o por el propietario o empleado, cuando el acarreo es inherente a la utilización de los materiales radiactivos, como es el caso de vehículos que transportan dispositivos de radiografía que son conducidos hacia o desde el lugar de operaciones por el radiógrafo, vehículos que transportan sondas medidoras de densidad hacia o desde el lugar de construcción y vehículos para la exploración de pozos petrolíferos que transportan dispositivos de medición que contienen materiales radiactivos y materiales radiactivos utilizados para su inyección en pozos petrolíferos.

106.2. La hipótesis mencionada como ‘condiciones de transporte rutinarias (libres de incidentes)’ tiene por objeto abarcar el uso y transporte de bultos en operaciones diarias/rutinarias (es decir, condiciones de transporte en que no se produzcan percances menores o incidentes que dañen los bultos). Sin embargo, es preciso que un bulto, incluidos sus sistemas de moderación internos y externos, sea capaz de soportar los efectos de las aceleraciones del transporte descritos en el párrafo 613.1. (En el apéndice IV (cuadros IV.1 y IV.2) se explican en detalle las aceleraciones típicas que pueden aplicarse.)

106.3. La hipótesis mencionada como ‘condiciones de transporte normales (percances menores)’ tiene la finalidad de abarcar desde las situaciones en que el bulto esté sometido a percances o incidentes de diversa gravedad hasta los requisitos de ensayo aplicables para el tipo de bulto de que se trate (es decir,

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Tipo BI-2, Tipo BI-3 o Tipo A). Por ejemplo, las condiciones normales de un ensayo de caída libre para un bulto del Tipo A tienen el objetivo de simular el tipo de percance que experimentaría un bulto si cayera fuera de la plataforma de un vehículo o si se dejara caer durante su manipulación. En la mayoría de los casos los bultos quedarían relativamente intactos y proseguirían su viaje después de haber sufrido estos percances menores.

106.4. La hipótesis mencionada como 'condiciones de accidente durante el transporte' está encaminada a abarcar situaciones en que el bulto esté sometido a incidentes o accidentes de diversa gravedad, desde una gravedad mayor que la que abarcan las condiciones de transporte normales hasta los niveles de gravedad máximos impuestos en los requisitos de ensayo aplicables para el tipo de bulto de que se trate (es decir, hasta la gravedad de daños resultante de los ensayos aplicables para las condiciones de accidente durante el transporte detalladas en los párrafos 726 a 737). Por ejemplo, los requisitos de ensayo mecánico para los bultos del Tipo B se establecieron por primera vez en la edición de 1964 del Reglamento de Transporte en sustitución del requisito de soportar un 'accidente hipotético máximo'. En el supuesto de que probablemente se utilicen bultos del Tipo B(U) o del Tipo B(M) en todas las modalidades de transporte, los requisitos de ensayo establecidos para los bultos del Tipo B(U) o el Tipo B(M) se han concebido para tener en cuenta una amplia diversidad de accidentes por vía terrestre, marítima y aérea que pueden exponer los bultos a fuerzas dinámicas graves, aunque los niveles de gravedad indicados por el criterio de ensayo no tienen la finalidad de representar una situación hipotética más desfavorable. Las fuerzas posiblemente más graves en un accidente de transporte aéreo se tienen en cuenta en los requisitos de ensayo para los bultos del Tipo C.

107.1. El Reglamento de Transporte no será aplicable a lo siguiente:

a) materiales radiactivos que formen parte integrante de un medio de transporte, como los contrapesos de uranio empobrecido o las señales de salida que contienen tritio, utilizadas en las aeronaves, o
b) materiales radiactivos colocados en personas o animales con fines médicos o veterinarios, como son los marcapasos cardiacos o materiales radiactivos introducidos en humanos o animales para diagnóstico o tratamiento, o
c) materiales radiactivos colocados en personas que vayan a ser transportadas para recibir tratamiento médico por haber sido objeto de una incorporación accidental o deliberada de sustancias radiactivas o de contaminación radiactiva.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

El médico que administre el tratamiento, el médico general o el veterinario debería prestar asesoramiento adecuado en materia de seguridad radiológica. Es necesario tener en cuenta la descontaminación de la piel de las personas antes de que sean transportadas cuando se considere que el retraso inherente a esta medida no tiene repercusiones para la salud.

107.2. Los productos de consumo son los artículos puestos a disposición del público general como usuario final, sin ninguna restricción ni control. Estos pueden ser dispositivos como detectores de humo, marcadores luminosos o tubos generadores de iones que contienen pequeñas cantidades de sustancias radiactivas. Los productos de consumo solo estarán fuera del campo de aplicación del Reglamento de Transporte después de la venta al usuario final. El campo de aplicación del Reglamento de Transporte abarca cualquier transporte, incluso el uso de medios de transporte entre fabricantes, distribuidores y minoristas con el fin de impedir que el transporte de grandes cantidades de productos de consumo exentos individualmente sea transportados de forma no reglamentada.

107.3. Los principios de exención y su aplicación al transporte de materiales radiactivos se exponen en el párrafo 402.

107.4. El Reglamento de Transporte no se aplica a los minerales y los materiales naturales o tratados que contienen radionucleidos naturales siempre que la concentración de actividad de los materiales no supere en 10 veces el valor de concentración de actividad fijado para su exención (conforme al cuadro 2, o calculado con arreglo a lo dispuesto en los párrafos 403 a 407).

Tras la conclusión del proyecto coordinado de investigación del OIEA (PCI) relativo al control reglamentario para el transporte seguro de materiales radiactivos naturales (NORM) [5], se convino en que esa exclusión no dependerá de la utilización previa o prevista de los materiales, es decir, si esos materiales se habrán de utilizar por sus nucleidos radiactivos, ya sean fisionables o no. En los modelos y en el análisis de hipótesis de transporte realistas del PCI se llegó a la conclusión de que en los casos en que se aplique el factor de 10 veces el valor de concentración de actividad fijado para la exención de esos materiales, la dosis anual máxima debida al transporte no reglamentado de los materiales normalmente sería muy inferior a 1 mSv (con referencia al párrafo 71 de la Publicación ICRP 104 [6]; el criterio de dosis anual de 10 μSv no se aplica a las situaciones de exposición a fuentes naturales, ya que este valor está al menos uno o dos órdenes de magnitud por debajo de la variabilidad de la radiación de fondo). Las NBS [1] establecen un criterio de dosis anual de 1 mSv para la exención aplicable a los NORM. El PCI llegó a la conclusión de que la exclusión es apropiada desde

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

el punto de vista de la protección radiológica y de la reglamentación basada en los riesgos, ya que la posible dosis radiológica recibida de los materiales durante su transporte depende de la concentración de actividad de los materiales. En los párrafos 403 a 407 se proporcionan orientaciones que sirven de referencia para utilizar el cuadro 2 con el fin de determinar los niveles de actividad y los valores básicos de nucleidos.

En los minerales y otros materiales naturales o tratados que contienen radionucleidos naturales del uranio-radio y/o de la cadena de desintegración del torio, los valores básicos de los nucleidos con respecto a la concentración de actividad para la exención que figura en el cuadro 2 en relación con el U(nat) y el Th(nat) solo pueden utilizarse si los radionucleidos están en equilibrio secular. Si no es así, esto significa que, debido a actividades de tratamiento como la lixiviación química o el tratamiento térmico, no existe el estado de equilibrio natural radiactivo y que para calcular la concentración de actividad para la exención debe utilizarse la fórmula aplicable a las mezclas de radionucleidos enunciada en el párrafo 405.

Como el valor de la concentración de actividad para material exento del Reglamento de Transporte, cuadro 2, por ejemplo, con respecto al Th-228, es inferior en un factor de 10 a los valores del Ra-226 y el Ra-228, así como del Pb-210 y el Po-210, el límite de concentración de actividad dependerá decisivamente de la fracción de Th-228 (fTh-228) presente en la mezcla de nucleidos al aplicar la fórmula enunciada en el párrafo 405.

Esta cuestión se detalla en el siguiente ejemplo:

En el proceso de extracción del petróleo crudo y el gas natural se produce oxidación en las paredes internas de las tuberías de producción. En la mayoría de los casos las cascarillas de óxido son de sulfato de bario, cuyos isótopos de radio se coprecipitan sin la presencia de los nucleidos predecesores (U-228, Th-232) en el depósito de óxido. En consecuencia, se trastorna el equilibrio secular de la cadena de desintegración de U-Ra y/o de la cadena de desintegración de Th. Mientras que el Pb-210 y el Po-210 ‘recrecen’ lentamente a partir del Ra-226 (el equilibrio se alcanza después de unos 100 años), el Th-228 ‘recrece’ a partir del Ra-228 con un ‘equilibrio fluctuante’ de unos cuantos años. Por tanto, la fracción de Th-228 de la actividad total aumenta con el tiempo (y alcanza un equilibrio 1,46 veces mayor que la concentración de actividad del Ra-228). La inserción de las concentraciones de actividad medidas mencionadas

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

en la referencia [7], en la fórmula del párrafo 405, se traduce en la siguiente concentración de actividad para la exención (actividad total):

(fRa-226 + fPb-210 + fPo-210 + fRa-228) = 0,84 y fTh-228 = 0,16

De ello se deduce que 0,84/10 + 0,16/1 = 0,244, y que 1/0,244 = 4,1 Bq/g es la concentración de actividad para la exención, es decir, la actividad total de todos los nucleidos de interés. Este valor puede multiplicarse por 10 según se indica en el párrafo 107 f), mientras que la actividad específica de cada radionucleido se determina por su fracción.

No obstante, hay minerales naturales cuya concentración de actividad es muy superior a los valores de exención. El transporte habitual de estos minerales puede requerir la aplicación de medidas de protección radiológica. Por consiguiente, se decidió que un factor de 10 veces el valor de concentración de la actividad para la exención proporcionaba un equilibrio adecuado entre los intereses de protección radiológica y el inconveniente práctico de regular grandes cantidades de material con bajas concentraciones de actividad de radionucleidos naturales.

107.5. Para comprobar los niveles de exención con respecto a la contaminación superficial, véase el párrafo 413.7.

108.1. Aunque el Reglamento de Transporte proporciona la seguridad indispensable en el transporte sin la necesidad de itinerarios específicos, las autoridades reguladoras de algunos Estados Miembros han impuesto requisitos en relación con las rutas. En la determinación de las rutas deberían tenerse en cuenta los riesgos normales y de accidente, tanto radiológicos como no radiológicos, así como los aspectos demográficos. Las políticas que incorporan restricciones en las rutas deberían basarse en todos los factores que contribuyen al riesgo total en el transporte de materiales radiactivos y no solo en preocupaciones en torno a la peor situación (por ejemplo, los accidentes de ‘poca probabilidad/graves consecuencias’). Dado que las autoridades estatales, provinciales, e incluso locales, pueden intervenir en las decisiones sobre los itinerarios, a menudo quizás sea necesario facilitarles evaluaciones para el estudio de rutas alternativas o métodos muy sencillos que puedan utilizar.

108.2. Para evaluar los peligros radiológicos y asegurar que los requisitos referentes a las rutas no menoscaben las normas de seguridad especificadas en el Reglamento de Transporte, deberían llevarse a cabo análisis que utilicen códigos de evaluación de riesgos apropiados. Uno de los códigos que puede ser

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

utilizado, INTERTRAN [8], fue desarrollado mediante un proyecto coordinado de investigación. Este código informatizado referente al impacto ambiental está disponible para su uso por los Estados Miembros. A pesar de que existen muchas incertidumbres sobre la aplicación de un modelo generalizado y de la dificultad para seleccionar valores de entrada adecuados para las condiciones de accidente, este código puede ser empleado para calcular y conocer, al menos sobre una base cualitativa, los factores significativos para determinar el impacto radiológico de las rutas alternativas que pueden utilizarse en el transporte de materiales radiactivos. Estos factores son aspectos importantes que deberían ser considerados en cualquier decisión sobre rutas. Para la adopción de decisiones sobre rutas en que solo se utilice una modalidad única de transporte, pueden formularse muchas hipótesis que simplifiquen los procedimientos y utilizarse factores comunes que den por resultado técnicas de evaluación de riesgos fáciles de aplicar.

108.3. Se puede exigir al remitente que suministre pruebas de que está tomando las medidas necesarias para cumplir con los requisitos de salvaguardias y protección física asociados con las expediciones de materiales radiactivos nucleares (como las que se definen en la Convención sobre la Protección Física de los Materiales Nucleares). También se puede exigir al remitente que aporte pruebas para demostrar que también se cumplen las medidas para satisfacer cualesquiera requisitos de seguridad relativos a determinadas expediciones de materiales radiactivos.

109.1. Tal vez sea necesario que los órganos reguladores adopten otras medidas que brinden protección física apropiada en el transporte de materiales radiactivos e impidan actos que consistan en recibir, poseer, usar, transferir, alterar, evacuar o dispersar materiales radiactivos sin autorización legal, si tales actos causan, o es probable que causen, la muerte o lesiones graves a una persona o daños materiales importantes. (Véase la Convención sobre la Protección Física de los Materiales Nucleares, INFCIRC/274 Rev.1, OIEA, Viena (1980) [9]; *Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA*, Nº 13, *Recomendaciones de Seguridad Física Nuclear sobre la Protección Física de los Materiales y las Instalaciones Nucleares* (INFCIRC/225/Revision 5), (2012) [10] y *Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA*, Nº 9, *La Seguridad Física en el Transporte de Materiales Radiactivos* (2013) [11]).

109.2. Véase también el Código de Conducta sobre la Seguridad Tecnológica y Física de las Fuentes Radiactivas, OIEA, Viena (2006) [12] y las Directrices Complementarias sobre la Importación y Exportación de Fuentes Radiactivas, OIEA, Viena (2006) [13].

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

110.1. Véanse los párrafos 506.1 y 506.2 y 507.1 a 507.9.

REFERENCIAS DE LA SECCIÓN I

[1] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad – Edición provisional, *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* Nº GSR Part 3 (Interim), OIEA, Viena (2011).

[2] ORGANIZACIÓN DE AVIACIÓN CIVIL INTERNACIONAL, Instrucciones Técnicas para el transporte sin riesgos de mercancías peligrosas por vía aérea, Edición de 2011-2012, OACI, Montreal (2011).

[3] ASOCIACIÓN DE TRANSPORTE AÉREO INTERNACIONAL, Reglamentación sobre Mercancías Peligrosas, 48ª edición, IATA, Montreal (2012).

[4] ORGANIZACIÓN MARÍTIMA INTERNACIONAL, Código Marítimo Internacional de Mercancías Peligrosas (IMDG), incluida la Enmienda 35-10, Londres (2010).

[5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulatory Control for the Safe Transport of Naturally Occurring Radioactive Material (NORM), IAEA-TECDOC-1728, IAEA, Vienna (2013).

[6] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Scope of Radiological Protection Control Measures, Publication 104, Elsevier, Amsterdam (2007).

[7] GESELLSCHAFT FÜR ANLAGEN- UND REAKTORSICHERHEIT (GRS) mbH, Exposure of Transport Workers from the Transport of Most Important NORM in Germany, Rep. GRS-A-3541, GRS, Köln (2010).

[8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERTRAN: A System for Assessing the Impact from Transporting Radioactive Material, IAEA-TECDOC-287, IAEA, Vienna (1983).

[9] Convención sobre la Protección Física de los Materiales Nucleares, INFCIRC/274/Rev.1, OIEA, Viena (1980).

[10] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Recomendaciones de Seguridad Física Nuclear sobre la Protección Física de los Materiales y las Instalaciones Nucleares, (INFCIRC/225/Rev.5), *Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA* Nº 13, OIEA, Viena (2012).

[11] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, La seguridad física en el transporte de materiales radiactivos, *Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA*, OIEA Nº 9, Viena (2013).

[12] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Código de conducta sobre la seguridad tecnológica y física de las fuentes radiactivas, OIEA, Viena (2004).

[13] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Directrices sobre la importación y exportación de fuentes radiactivas, OIEA, Viena (2012).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Sección II

DEFINICIONES

A_1 y A_2

201.1. Véase el apéndice I.

Aprobación

204.1. Los requisitos de aprobación que figuran en el Reglamento de Transporte han sido categorizados según los peligros inherentes a los materiales radiactivos que se deberán transportar. La aprobación tiene por objeto asegurar que el diseño o expedición cumpla con los requisitos pertinentes y que los controles de seguridad que se requieren sean adecuados para el país y las circunstancias de la expedición. Debido a que las operaciones y las condiciones de transporte varían entre los países, la aplicación del método de 'aprobación multilateral' brinda la oportunidad de que cada autoridad competente se cerciore de que el envío se habrá de realizar de manera adecuada y teniendo debidamente en cuenta las condiciones peculiares del país.

204.2. El concepto de aprobación multilateral se aplica al transporte tal como está previsto que tenga lugar. Esto significa que solo participan en su aprobación las autoridades competentes bajo cuya jurisdicción el envío está previsto que se transporte. Las desviaciones no previstas que sucedan durante el transporte y que provoquen que la expedición entre en un país donde el transporte no haya sido previamente aprobado, necesitarían un tratamiento por separado. Sin embargo, si está programado que una aeronave aterrice en un país, la aprobación multilateral incluirá la aprobación de la autoridad competente de ese país (véase el párrafo 243.1).

204.3. Los usuarios del Reglamento de Transporte deberían tener en cuenta que un Estado Miembro puede exigir en su legislación nacional una aprobación adicional emitida por su autoridad competente para materiales radiactivos en forma especial, bultos del Tipo B(U) o bultos del Tipo C, la que será utilizada para el transporte interior dentro de su territorio, aun cuando el diseño ya haya sido aprobado en otro país.

205.1. En el caso de las aprobaciones unilaterales se considera que el Reglamento de Transporte tiene en cuenta las condiciones de transporte que

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

pueden presentarse en cualquier país. Por consiguiente, solamente se requiere la aprobación de la autoridad competente del país de origen del diseño.

Transportista

206.1. El término ‘persona’ incluye tanto a personas jurídicas como físicas (véase también la referencia [1], párrafos 3.7 a 3.9).

Autoridad competente

207.1. La autoridad competente es la organización definida por la autoridad legislativa o ejecutiva para actuar en nombre de un país, o una autoridad internacional, en asuntos relacionados con el transporte de materiales radiactivos. El marco jurídico de un país determina cómo se designa la autoridad competente nacional y cómo se le atribuyen responsabilidades para garantizar la aplicación del Reglamento de Transporte. En algunos casos, la autoridad sobre distintos aspectos del Reglamento de Transporte se asigna a organizaciones diferentes, según la modalidad de transporte (por vía aérea, marítima, por carretera, ferrocarril, o aguas interiores) o el bulto y el tipo de materiales radiactivos (bultos exceptuados, industriales, del Tipo A, del Tipo B(U), del tipo B(M) y del Tipo C; materiales radiactivos en forma especial, materiales radiactivos de baja dispersión, sustancias fisionables o hexafluoruro de uranio). En algunos casos la autoridad nacional competente puede delegar la aprobación de los diseños de bulto y de determinados tipos de expedición en otra organización que tenga la necesaria competencia técnica. La autoridad competente nacional también constituye la autoridad competente de referencia para cualquier convención o acuerdo sobre transporte de materiales radiactivos al que pueda adherirse la nación.

207.2. La autoridad competente debería dar a conocer su identidad a los remitentes, transportistas, destinatarios y el público general y cómo pueden establecer contacto con ella. Esto puede conseguirse mediante la publicación del organigrama (departamentos, administración, oficinas, etc.), con una descripción de las tareas y las actividades de la organización en cuestión, y una dirección postal detallada, números de teléfono y fax, dirección de correo electrónico, etc.

207.3. La fuente principal de información sobre autoridades competentes es la lista de autoridades competentes nacionales encargadas de las aprobaciones y autorizaciones con respecto al transporte de materiales radiactivos, que mantiene el OIEA y que puede consultarse en su sitio web sobre seguridad del transporte http://www-ns.iaea.org/tech:areas/radiation-safety/transport.asp. Cada país

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

debería asegurarse de que la información consignada en la lista esté actualizada y sea exacta. El OIEA solicita la verificación de esta información anualmente y la respuesta rápida de los Estados Miembros garantizará la constante utilidad de esta lista.

207.4. Para la aplicación plena y correcta del Reglamento del Transporte es preciso que el gobierno establezca una autoridad competente para reglamentar la seguridad del transporte. Esta autoridad competente debería recibir suficientes poderes y recursos para la reglamentación y observancia eficaces, y debería ser independiente de los departamentos y organismos estatales que lleven a cabo el transporte de materiales radiactivos. La autoridad competente también debería ser independiente de los titulares registrados, los titulares de licencias y los autores del diseño y fabricantes de los sistemas de transporte. La separación efectiva de las responsabilidades entre las funciones de la autoridad competente y las de otras partes debería definirse claramente de modo que los reguladores conserven su independencia de juicio y decisión en su calidad de autoridades de seguridad.

207.5. Las funciones generales de la autoridad competente son, entre otras, las siguientes: la evaluación de las solicitudes de aprobación del diseño de los bultos; la expedición de certificados de aprobación y la autorización de envíos cuando proceda, con sujeción a determinadas condiciones especificadas; la ejecución de inspecciones periódicas para verificar el cumplimiento de las condiciones; y las medidas de observancia necesarias para garantizar el cumplimiento del Reglamento de Transporte. Un programa eficaz de verificación del cumplimiento debería, como mínimo, incluir medidas relacionadas con el examen y la evaluación del diseño del bulto; la expedición de certificados de aprobación; y la inspección y observancia.

207.6. Las facultades de los inspectores de la autoridad competente deberían definirse bien y debería mantenerse la coherencia en la observancia. La autoridad competente quizás deba proporcionar orientaciones sobre cómo habrán de cumplirse algunos requisitos reglamentarios para diversas actividades de transporte.

207.7. La autoridad competente debería alentar a todas las partes a desarrollar una cultura de la seguridad que comprenda lo siguiente: adhesión individual y colectiva a la seguridad por parte de los trabajadores, el personal directivo y los reguladores; responsabilidad de todas las personas respecto de la protección y la seguridad, incluso personas que ocupen puestos directivos superiores; y medidas

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

para estimular una actitud de cuestionamiento y aprendizaje y para desalentar la complacencia con respecto a la seguridad.

Verificación del cumplimiento

208.1. Véanse los párrafos 307.1 a 307.9.

Sistema de confinamiento

209.1. El sistema de confinamiento debería ser la parte de un bulto necesaria para mantener las sustancias fisionables en la configuración considerada en la evaluación de seguridad con respecto a la criticidad de un bulto (véase el párrafo 681). El sistema de confinamiento podría ser i) un receptáculo interior con dimensiones definidas, ii) una estructura interior que mantenga las dimensiones exteriores de un conjunto combustible y cualquier veneno neutrónico fijo intersticial o iii) un bulto completo, como un bulto de combustible nuclear irradiado sin contenedor interior. El sistema de confinamiento consiste en los componentes especificados del embalaje y el contenido del bulto. Aunque el sistema de confinamiento puede tener el mismo límite que el sistema de contención, no siempre será así, ya que el sistema de confinamiento mantiene el control de la criticidad, mientras que el sistema de contención previene la fuga de materiales radiactivos. Las autoridades competentes deben coincidir en que el sistema de confinamiento, definido en la evaluación de seguridad con respecto a la criticidad, es apropiado para el diseño del bulto, tanto para configuraciones con daño como sin él (véase el párrafo 681).

Sistema de contención

213.1. El sistema de contención puede ser todo el embalaje, pero con más frecuencia es una parte de él. Por ejemplo, en un bulto del Tipo A, el sistema de contención puede considerarse que es el contenedor de los materiales radiactivos. El contenedor, su blindaje de plomo y la caja de cartón serian el embalaje. El sistema de contención no necesariamente incluye el blindaje. En el caso de materiales radiactivos en forma especial y de materiales radiactivos de baja dispersión, los materiales radiactivos pueden formar parte del sistema de contención.

213.2. El sistema de contención del diseño del bulto debería definirse explícitamente, incluso el límite de contención del sistema, en particular los precintos y dispositivos de fijación. En el sistema del límite de contención deberían tenerse en cuenta elementos como orificios de venteo y desagüe que

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

puedan presentar una vía de fuga desde el sistema de contención. En los sistemas de bultos que tienen precintos dobles o concéntricos debería definirse el precinto del sistema de contención. Contenedores secundarios como bolsas, cajas y botes utilizados como contenedores de productos o para facilitar la manipulación del material radiactivo no deberían considerarse parte del sistema de contención en lo que respecta al cumplimiento de los requisitos del párrafo 659. El sistema de contención debería estar compuesto por elementos técnicos cuyo diseño esté definido en los planos del embalaje.

213.3. Los requisitos de estanqueidad para el sistema de contención en los bultos del Tipo B(U), del Tipo B(M) o del Tipo C dependen de la radiotoxicidad del contenido radiactivo; por ejemplo, un bulto del Tipo B(U) o del Tipo C en las condiciones de accidente debe tener una dispersión limitada al valor de A_2 en el período de una semana. Esta conexión con el valor A_2 significa que para radionucleidos de alta toxicidad como el plutonio y el americio la tasa de fuga volumétrica permitida será mucho menor que para el uranio poco enriquecido. Sin embargo, si fuera factible que las sustancias fisionables puedan escapar del sistema de contención en condiciones de accidente, debe demostrarse que la cantidad de material dispersado es acorde con la supuesta en las evaluaciones de seguridad con respecto a la criticidad, en cumplimiento del párrafo 685 c).

Contaminación

214.1. El término contaminación incluye dos tipos, en función de si los materiales radiactivos están sobre las superficies o embebidos en ellas, es decir, contaminación transitoria o contaminación fija. No se ha hecho una distinción definitiva entre la contaminación fija y la transitoria, y se han utilizado varios términos para describir la diferencia. A efectos prácticos la diferencia está entre la contaminación que permanece *in situ* durante las condiciones de transporte rutinarias (es decir, la contaminación fija) y que, por lo tanto, no puede dar lugar a su ingestión, inhalación o dispersión y, por otra parte, la contaminación transitoria, que sí puede contribuir a esos riesgos. El único riesgo de la contaminación fija se debe a la exposición externa a la radiación, mientras la contaminación transitoria incluye el riesgo potencial de exposición interna debido a la inhalación e ingestión, así como de exposición externa debido a la contaminación de la piel con el material que pudiera haberse desprendido de la superficie. En condiciones de accidente y en ciertas condiciones de uso, como la alteración por exposición a la intemperie, la contaminación fija puede acabar pasando a ser contaminación transitoria.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

214.2. Los niveles de contaminación inferiores a 0,4 Bq/cm^2 para emisores beta, gamma y emisores alfa de baja toxicidad, o 0,04 Bq/cm^2 para el resto de emisores alfa, solo pueden producir un aumento insignificante de la exposición por cualquiera de las vías.

214.3. Cualquier superficie con niveles de contaminación inferiores a 0,4 Bq/cm^2 para emisores beta, gamma y emisores alfa de baja toxicidad, o 0,04 Bq/cm^2 para el resto de emisores alfa, se considera como superficie no contaminada en aplicación del Reglamento de Transporte. Por ejemplo, un objeto sólido no radiactivo con niveles de contaminación superficial más bajos que los niveles anteriormente citados está fuera del alcance del Reglamento de Transporte y no le es aplicable ningún requisito para su transporte.

214.4. Para comprobar los niveles de contaminación, las técnicas de medición mencionadas en el párrafo 413.7 son aplicables.

215.1. Véanse los párrafos 214.1 a 214.3.

216.1. Véanse los párrafos 214.1 a 214.3.

Índice de seguridad con respecto a la criticidad

218.1. El índice de seguridad con respecto a la criticidad (ISC) es un nuevo término definido por primera vez en la edición de 1996 del Reglamento de Transporte. Es el principio más importante utilizado en la seguridad con respecto a la criticidad para limitar la acumulación de bultos que contengan sustancias fisionables durante el transporte y el almacenamiento en tránsito.

El ISC es un valor obtenido dividiendo el número 50 por el valor N (véase el párrafo 686) o aplicando las disposiciones que figuran en los párrafos 674 y 675. El ISC total debe controlarse en cada uno de los bultos (véase el párrafo 526), remesas (véase el párrafo 525), en los medios de transporte, contenedores y sobreenvases (véanse los párrafos 566 c) y 567) y en los lugares de almacenamiento en tránsito (véanse los párrafos 568 y 569). Para facilitar tales controles, el ISC debe consignarse en una etiqueta (véanse los párrafos 541 y 542), específicamente diseñada para indicar la presencia de sustancias fisionables en el caso de bultos, sobreenvases o contenedores que comprendan sustancias fisionables no exceptuadas con arreglo a las disposiciones del párrafo 417.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

218.2. Los límites de acumulación másica de nucleidos fisionables fijados para los bultos y remesas solo se aplican en casos especiales cuando no se controla el ISC (véase el párrafo 417 c), d) y e)) en que se ha considerado adecuado establecer amplios márgenes de seguridad para impedir la posibilidad de criticidad.

Uso exclusivo

221.1. Las características especiales de una expedición en 'uso exclusivo' consisten por definición, en primer lugar, en que un único remitente debe realizar la expedición y debe tener, mediante acuerdos con el transportista, el uso único del medio de transporte o contenedor y, en segundo lugar, en que todas las operaciones de carga y descarga de la remesa, iniciales, intermedias y finales, se realizan estrictamente de conformidad con las instrucciones del remitente o del destinatario.

221.2. Dado que en la modalidad de uso exclusivo no existirán las condiciones de manipulación en tránsito ordinarias de una remesa, pueden rebajarse algunos de los requisitos aplicables a las expediciones normales. En vista de que se ejerce un control adicional sobre las remesas en uso exclusivo, se han establecido disposiciones específicas para ellas, que permiten:

a) el uso de bultos industriales de menor integridad para materiales de baja actividad específica (BAE);
b) expediciones de bultos con niveles de radiación que excedan de 2 mSv/h (pero no más de 10 mSv/h) en su superficie, o un IT que exceda de 10;
c) en determinados casos, el incremento en un factor de dos del valor total del ISC para bultos que contengan sustancias fisionables.

Muchos remitentes encuentran ventajoso hacer las gestiones necesarias con el transportista para realizar el transporte en la modalidad de uso exclusivo, de tal forma que el remitente pueda utilizar una o más de las disposiciones citadas anteriormente.

221.3. Con respecto a los materiales BAE embalados, en el Reglamento de Transporte se tienen en cuenta las condiciones para el control de la carga y descarga derivadas del transporte en la modalidad de uso exclusivo. Los controles adicionales impuestos en la modalidad de uso exclusivo tienen que estar de conformidad con las instrucciones preparadas por el remitente o el destinatario (ambos son quienes tienen una información completa sobre la carga y sus riesgos potenciales), cuando así lo estipule el Reglamento de Transporte,

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

y permitir cierta reducción en la resistencia de los embalajes. Dado que en la modalidad de uso exclusivo no se producirá una manipulación incontrolada de los bultos, se ha relajado el conservadurismo implícito en los requisitos habituales de embalado de los BAE respecto de su manipulación, aunque deben mantenerse niveles de seguridad equivalentes.

221.4. Los bultos que pueden ser manipulados durante el transporte deben tener limitados obligatoriamente sus niveles permisibles de radiación para proteger a los trabajadores que los manipulan. La imposición de las condiciones de uso exclusivo y el control de la manipulación durante el transporte ayudan a garantizar que se tomen las medidas de protección radiológica correctas. Con la imposición de restricciones y la fijación de límites en los niveles de radiación permisibles alrededor del vehículo puede incrementarse el nivel de radiación permisible para el bulto sin un aumento significativo del riesgo.

221.5. Puesto que los controles en la modalidad de uso exclusivo previenen eficazmente la incorporación no autorizada de materiales radiactivos en una remesa y posibilitan que el remitente tenga un estricto control sobre ella, en el Reglamento de Transporte se tiene en cuenta la autorización de más bultos de sustancias fisionables que para remesas ordinarias.

221.6. Para medios de transporte y contenedores en uso exclusivo, el requisito de uso único y el requisito de control único son factores determinantes. Aunque un vehículo puede ser utilizado para transportar solo materiales radiactivos, no por ello debe considerarse automáticamente la remesa en uso exclusivo. Para cumplir con la definición de uso exclusivo, la remesa tiene que proceder de un solo remitente y ser controlada por este. Esto excluye la práctica del transporte colectivo de remesas de varios remitentes en un único vehículo. Aunque el transportista reúna varias remesas en un solo vehículo, este transporte no podrá considerarse en uso uso exclusivo porque hay más de un remitente involucrado. Sin embargo, esto no impide que un transportista o destinatario debidamente cualificado que acumule expediciones de más de un origen asuma las responsabilidades del remitente respecto de estas expediciones y sea designado a tales efectos.

221.7. En el anexo III del Reglamento de Transporte figura una lista de expediciones para las que se requiere el transporte en uso exclusivo.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Nucleidos fisionables y sustancias fisionables

222.1. La cadena de fisión es propagada por neutrones. Puesto que la reacción en cadena depende del comportamiento de los neutrones, las sustancias fisionables se embalan y transportan con arreglo a requisitos concebidos para mantener la subcriticidad y así proporcionar seguridad con respecto a la criticidad en el transporte.

222.2. La mayoría de los radionucleidos pueden provocar una fisión, pero muchos solo pueden hacerlo con dificultad y con equipo especial y en condiciones controladas. Las características distintivas de los nucleidos fisionables implican, por su definición, que son capaces de generar una reacción en cadena autosostenida de neutrones térmicos (neutrones de energías inferiores a 0,3 eV, aproximadamente) con solo acumular la masa suficiente. No se requiere ninguna otra acción, mecanismo o condición especial. Por ejemplo, el Pu-238 ya no se incluye en la definición porque, aunque se le puede hacer sufrir una reacción en cadena de neutrones rápidos en condiciones de laboratorio muy estrictas, en la forma en que se encuentra para su transporte no tiene esa propiedad. El Pu-238 no puede, en ninguna circunstancia, sustentar una reacción en cadena generada por neutrones térmicos. Es por lo tanto ‘susceptible de experimentar fisión’ más que ‘fisionable’.

222.3. Como se indica en el párrafo anterior, la base para seleccionar los nucleidos definidos como sustancias fisionables a los efectos del Reglamento de Transporte depende de la facilidad de acumular masa suficiente para una posible criticidad. En la referencia [2] se analizan otros nucleidos que pueden alcanzar la criticidad y se indican los límites de masa subcrítica para unidades aisladas de Np-237, Pu-238, Pu-240, Pu-242, Am-241, Am-242m, Am-243, Cm-243, Cm-244, Cm-245, Cm-247, Cf-249 y Cf-251. Los límites de masa subcrítica calculados para esos nucleidos van desde unos pocos gramos (Cf-251) hasta decenas de kilogramos. Sin embargo, la carencia de datos experimentales sobre criticidad, el conocimiento limitado del comportamiento de esos nucleidos en diferentes condiciones de moderación y reflexión y la incertidumbre sobre los datos de secciones eficaces para la mayoría de esos nucleidos exigen una adecuada atención (y el margen subcrítico conexo) en las operaciones en que puedan estar presentes cantidades suficientes de esos nucleidos (o en que se produzcan por desintegración antes o durante el transporte). Siempre que puedan transportarse cantidades significativas de esos materiales, debería procurarse el asesoramiento de la autoridad competente sobre la necesidad y los medios necesarios para realizar evaluaciones de seguridad con respecto a la criticidad en función de los requisitos de los párrafos 673 a 686.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

222.4. Por sustancia fisionable se entiende todo material que contenga cualesquiera nucleidos fisionables, excluidos los casos en que, teniendo en cuenta las propiedades fisicoquímicas y las prácticas de transporte vigentes, se considere inverosímil un riesgo de criticidad. Para los bultos que contienen material definido como sustancia fisionable deberá aplicarse lo establecido en los párrafos 417 (clasificación), 418 y 673.

222.5. Los bultos que contengan menos de 0,25 g de nucleidos fisionables tendrían que acumularse en muy gran número (varios miles) para que, incluso teóricamente, se produjera criticidad. Además, no se ha considerado verosímil la probabilidad de que haya un número suficientemente grande de bultos ‘excluidos’ para que se afecte la seguridad con respecto a la criticidad de una remesa con bultos fisionables si se controla el ISC.

222.6. La principal justificación para excluir bultos que tengan cada uno de ellos una masa máxima de nucleidos fisionables de 0,25 g es que se suponga muy poco probable que se expidan varios miles de bultos que contengan sustancias fisionables esencialmente ‘puras’ (sin otros nucleidos que absorban neutrones). Por ejemplo, no se prevé que sea viable transportar varios miles de pastillas de UO_2 con un enriquecimiento del 3,5 % en U-235 y que contengan aproximadamente 0,25 g de U-235 por pastilla, en bultos separados con una pastilla por bulto. Se tendrá que observar y analizar cualquier indicio de modificación de las prácticas en el futuro. Los bultos que tengan concentraciones ínfimas de nucleidos fisionables (por ejemplo, desechos) no constituyen un problema de seguridad con respecto a la criticidad, incluso en grandes volúmenes, si se cumple el límite de masa por bulto.

222.7. Solamente queda excluido de la definición de sustancia fisionable el uranio natural y empobrecido no irradiado o irradiado en reactores térmicos, pero siempre que no haya otro material con nucleidos fisionables en el bulto. Los nucleidos fisionables en el uranio natural y empobrecido podrían aumentar la multiplicación neutrónica de un bulto que contenga otros materiales con nucleidos fisionables. Así, cuando se sepa que el diseño o el contenido del bulto comprenden uranio natural o empobrecido, ese uranio natural o empobrecido tendrá que tenerse en cuenta en la evaluación de la seguridad y en los requisitos de aprobación. Esto es lo que suele ocurrir con el combustible de los reactores modernos de agua ligera, que puede contener zonas axiales extremas con uranio natural o empobrecido.

222.8. Si los bultos se separan de otras sustancias fisionables, no se considera verosímil la probabilidad de criticidad de los que solo contengan en parte uranio

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

natural o empobrecido. Por este motivo el uranio natural o empobrecido solo se define como fisionable cuando están presentes otras sustancias fisionables en el bulto.

222.9. En muchas expediciones de materiales ligeramente radiactivos puede encontrarse uranio natural y empobrecido sin embalar. Con todo, no se considera verosímil la probabilidad de que se transporte uranio natural o empobrecido de alta pureza en el mismo medio que transporte sustancias fisionables en bultos y que se presente un problema de seguridad con respecto a la criticidad al introducirse bultos con sustancias fisionables que se mezclen con sustancias fisionables que escapen de esos bultos, se dispersen entre esos bultos o se coloquen en la proximidad de las sustancias fisionables presentes en los bultos.

222.10. La irradiación de uranio natural o empobrecido podría aumentar la probabilidad de que el material sostenga una reacción en cadena de neutrones. La restricción de la irradiación en los reactores térmicos tiene la finalidad de evitar este posible problema. Los explotadores que deseen aplicar lo establecido en el párrafo 222 para excluir el uranio natural o empobrecido irradiado de la definición de las sustancias fisionables deberían garantizar que cualquier tratamiento posterior a la irradiación no aumente su reactividad. La producción de plutonio durante la irradiación será mayor en la superficie de una barra de combustible que en el centro. La capa superficial tendrá una concentración de plutonio mucho mayor que el valor 'medio' encontrado en toda la barra de combustible y podrá tener características de criticidad semejantes a las del uranio poco enriquecido. Si esta capa superficial se separa del grueso del combustible, el material que contenga (por ejemplo, residuos de las vainas) tal vez no sea adecuado para su exclusión conforme al párrafo 222.

222.11. Las disposiciones de exclusión que figuran en el párrafo 222 a) y b) también se aplican si un embalaje contiene uranio natural y/o empobrecido no irradiado e irradiado (solamente en reactores térmicos), por ejemplo, como material de blindaje.

Contenedores

223.1. Desde aproximadamente 1965 los métodos y sistemas empleados en el trasbordo de mercancías han experimentado una transformación; los contenedores han ocupado en gran parte el lugar de la carga fraccionada o la carga general, que antes se realizaba por separado. Las mercancías embaladas, así como a granel, son cargadas por el remitente en contenedores y transportadas al destinatario sin ninguna manipulación intermedia. De esta forma, el riesgo

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de daño de los bultos se reduce, las mercancías a granel se consolidan dentro de unidades de manipulación adecuadas y se economiza el transporte. En el caso de artículos de gran tamaño, como partes estructurales contaminadas procedentes de reactores nucleares, el contenedor puede realizar la función del embalaje, tal como permite lo dispuesto en el párrafo 629.

223.2. Los contenedores normalmente están diseñados y ensayados según las normas de la Organización Internacional de Normalización (ISO) [3]. Éstos deberían ser aprobados y mantenidos con arreglo al Convenio Internacional sobre la Seguridad de los Contenedores (CSC) [4] para facilitar las operaciones de transporte internacional. Si se usaran otros contenedores, la autoridad competente debería ser consultada. Sin embargo, debería tenerse en cuenta que los ensayos previstos en el CSC no son equivalentes a los establecidos en la norma ISO 1496-1 [3]. Por este motivo el Reglamento de Transporte dispone que el diseño estándar sea el de la ISO.

223.3. Asimismo, las organizaciones de transporte modal pueden especificar normas especiales. Por ejemplo, el Código Marítimo Internacional de Mercancías Peligrosas (IMDG) [5] contiene disposiciones específicas para el transporte marítimo de mercancías peligrosas, incluidos los materiales radiactivos.

Materiales radiactivos de baja dispersión

225.1. El concepto de materiales radiactivos de baja dispersión se aplica solamente a la cualificación con vistas a la exención de la aplicación de los requisitos de los bultos del Tipo C en el transporte aéreo.

225.2. Los materiales radiactivos de baja dispersión tienen propiedades tales que no generan dispersiones o exposiciones potencialmente significativas. Aun cuando el material se someta a altas velocidades de impacto y condiciones térmicas, solo una fracción limitada se dispersará en el aire. La exposición radiológica potencial de personas que se encuentren en la proximidad de un accidente debida a la inhalación de material transportado en el aire sería muy limitada.

225.3. Los criterios sobre materiales radiactivos de baja dispersión se han determinado en consonancia con otros criterios de seguridad del Reglamento de Transporte, así como sobre la base de los métodos establecidos para demostrar la aceptabilidad de las consecuencias radiológicas. El Reglamento de Transporte estipula que se demuestre el comportamiento de los materiales radiactivos de baja

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

dispersión sin dar ningún crédito al embalaje del Tipo B(U) o del Tipo B(M) en el cual se transportan.

225.4. Los materiales radiactivos de baja dispersión pueden ser materiales radiactivos en sí mismos, en forma de sólido no dispersable o de una cápsula sellada de alta integridad que contenga los materiales radiactivos, dentro de la cual el material encapsulado actúe esencialmente como sólido no dispersable. Los polvos o materiales similares no pueden ser cualificados como materiales de baja dispersión.

Materiales de baja actividad específica

226.1. La razón por la que se estableció la categoría de materiales BAE en el Reglamento de Transporte fue la existencia de ciertos materiales sólidos cuyas actividades específicas son tan bajas que hacen sumamente improbable que, en las circunstancias que se presenten durante el transporte, una masa suficiente de tales materiales pueda ser incorporada en el organismo de una persona como para producir un aumento significativo del riesgo de radiación. Los minerales de uranio y torio y sus concentrados físicos y químicos son materiales que se enmarcan en esta categoría. El concepto fue ampliado para incluir otros materiales sólidos sobre la base de un modelo que supone una probabilidad muy escasa de que una persona permanezca el tiempo suficiente dentro de una atmósfera de polvo como para inhalar más de 10 mg del material. Si la cantidad específica del material es tal que equivale a la actividad que se supone que incorporaría una persona involucrada en un accidente medio con un bulto del Tipo A, a saber 10^{-6} A_2, entonces este material no presentaría un riesgo mayor durante el transporte que el planteado por un bulto del Tipo A. Esto implica limitar el material de baja actividad específica a 10^{-4} A_2/g.

226.2. Se consideró la posibilidad de transportar objetos sólidos sin ningún embalaje. Se planteó la cuestión con respecto a los bloques de hormigón (con actividad distribuida por todo el material), los objetos irradiados y los objetos con contaminación fija. Siempre y cuando la actividad específica sea relativamente baja y permanezca dentro del objeto o fijada en su superficie, el objeto puede ser considerado como un bulto. En aras de la coherencia y la seguridad, los límites de radiación en la superficie del objeto sin embalar no deberían exceder de los límites fijados para el material embalado. Por lo tanto, se consideró que por encima de los límites de los niveles de radiación superficial para bultos (2 mSv/h para uso no exclusivo y 10 mSv/h para uso exclusivo), el objeto debe ser embalado en un bulto industrial, de manera que se garantice la retención del blindaje en condiciones de transporte rutinarias. Se consideraron argumentaciones

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

similares para establecer los niveles de contaminación superficial de objetos contaminados en la superficie sin embalar.

226.3. El preámbulo de la definición de BAE no incluye el nivel límite de radiación del material sin blindar de 10 mSv/h a 3 m (véase el párrafo 517) porque es una propiedad inherente a la cantidad de material depositado en un único bulto más que una propiedad del material en sí mismo (aunque en el caso de objetos sólidos que no pueden ser divididos es una propiedad del objeto).

Emisores alfa de baja toxicidad

227.1. La identificación de los emisores alfa de baja toxicidad se basa en la actividad específica del radionucleido (o del radionucleido en su estado según se transporte). No es razonable esperar que la incorporación de un nucleido con una actividad específica muy baja, debido a su masa, dé lugar a dosis próximas al límite de dosis. Los radionucleidos U-235, U-238 y Th-232 tienen actividades específicas de cuatro a ocho órdenes de magnitud más bajas que el Pu-238 o el Pu-239 (4×10^3 a 8×10^4 Bq/g frente a 2×10^9 a 6×10^{11} Bq/g). Aunque el Th-228 y el Th-230 tienen actividades específicas comparables a las del Pu-238 y el Pu-239, solamente se permite considerarlos como ‘emisores alfa de baja toxicidad’ cuando están presentes en minerales y concentrados físicos y químicos, que ya intrínsecamente tienen la baja concentración de actividad requerida.

Sistema de gestión

228.1. La expresión ‘garantía de calidad’ se ha venido empleando en el Reglamento de Transporte durante muchos años. Se definió como un programa sistemático de controles e inspecciones aplicado por cualquier organización o entidad con la finalidad de proporcionar suficiente confianza en que el grado de seguridad previsto en el Reglamento de Transporte se alcanza en la práctica.

228.2. Para dar cumplimiento a las normas internacionalmente reconocidas relacionadas con los sistemas de gestión de la calidad (por ejemplo, ISO 9001:2008 [6]), el OIEA publicó el Vol. Nº GS-R-3 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulado *Sistema de Gestión de Instalaciones y Actividades* [7]. Estos requisitos de seguridad habrán de complementarse con orientaciones relativas a actividades específicas como el transporte. El Vol. Nº GS-R-3 define el ‘sistema de gestión’ como un conjunto de elementos interrelacionados o interactivos que establece políticas y objetivos y que permite que esos objetivos se alcancen de manera segura, eficiente

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

y eficaz. Por consiguiente, todas las normas de seguridad del OIEA, incluido el Reglamento de Transporte, han sustituido la expresión 'garantía de calidad' por 'sistema de gestión'.

228.3. En 2008 el OIEA publicó una guía de seguridad, el Vol. Nº TS-G-1.4 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulado *The Management System for the Transport of Radioactive Material* [8], que proporciona nuevas orientaciones sobre la forma de dar cumplimiento a los requisitos del Reglamento de Transporte relacionados con el sistema de gestión.

Presión normal de trabajo máxima

229.1. La presión normal de trabajo máxima (PNTM) es la diferencia entre la presión interna máxima del sistema de contención y la presión atmosférica media al nivel del mar en las condiciones especificadas más adelante.

229.2. Las condiciones ambientales que se aplicarán a un bulto para determinar la PNTM son las condiciones ambientales normales especificadas en los párrafos 656 y 657 o, en el caso del transporte aéreo, en el párrafo 620. Otras condiciones que se aplicarán para determinar la PNTM son la suposición de que el bulto está desatendido durante un período de un año y que asimismo está sometido a su carga de calor interna máxima.

229.3. El período de un año supera el tiempo en tránsito previsto de un bulto de materiales radiactivos; además de proporcionar un margen importante de seguridad en relación con las condiciones de transporte rutinarias, también tiene en cuenta la posibilidad de la pérdida de un bulto en tránsito. El período de un año es arbitrario, pero se ha acordado como un límite superior razonable para que un bulto permanezca inexplicablemente en tránsito. Puesto que se supone que el bulto ha quedado desatendido durante un año, debe tenerse en cuenta cualquier cambio físico o químico en el embalaje o en su contenido de carácter transitorio que pueda contribuir a aumentar la presión del sistema de contención. Las condiciones transitorias que deberían ser consideradas son, entre otras: cambios en la capacidad de disipación de calor, la acumulación de gas debida a radiólisis, la corrosión, reacciones químicas o la liberación de gas de las agujas de combustible o de otros encapsulamientos incluidos en el sistema de contención. Algunas condiciones transitorias pueden propender a reducir la PNTM, como por ejemplo, la reducción de la presión con el tiempo causada por una disminución del calor interno como resultado de la desintegración radiactiva del contenido. Estas condiciones se pueden tener en cuenta si se justifican adecuadamente.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Sobreenvase

230.1. El transporte de una remesa de un remitente a un destinatario puede ser facilitado embalando dentro de un único sobreenvase, por ejemplo, una caja o bolsa, varios bultos o un solo bulto que cumplan completamente las disposiciones del Reglamento de Transporte. Para el sobreenvase no se establecen requisitos específicos de diseño, ensayo o aprobación, puesto que es el embalaje, y no el sobreenvase, el que realiza la función de protección. El sobreenvase es solo una unidad de manipulación para facilitar el transporte. Sin embargo, debería tenerse en cuenta la interacción entre el sobreenvase y los bultos, especialmente con respecto al comportamiento térmico de los bultos durante las condiciones de transporte rutinarias y normales.

230.2. Un recinto rígido o consolidación de los bultos para su fácil manejo de tal modo que las etiquetas de los bultos sigan siendo visibles en todos ellos no debe ser considerado un sobreenvase a menos que el remitente saque provecho de la determinación del IT del sobreenvase por medición directa del nivel de radiación.

Bulto

231.1. Los términos ‘bulto’ y ‘embalaje’ se utilizan para distinguir entre el conjunto de componentes destinados a contener los materiales radiactivos (embalaje) y ese conjunto de componentes más el contenido radiactivo (bulto).

231.2. Debido a que el bulto puede ser transportado con cierto equipo estructural o sin él, quizás sea necesario evaluar ambas situaciones para determinar la idoneidad y conformidad del embalaje.

231.3. Si un equipo determinado se sujeta al bulto durante el transporte para fines de manipulación, quizás sea necesario también considerar su efecto en condiciones de transporte normales y de accidente. En el caso de los bultos del Tipo B(U), del Tipo B(M), del Tipo C y de los bultos diseñados para contener sustancias fisionables, el diseñador debe alcanzar un acuerdo con la autoridad competente para la certificación.

231.4. Una cisterna, un contenedor o un recipiente intermedio para graneles con su contenido radiactivo pueden utilizarse en virtud del Reglamento de Transporte como uno de los tipos de bulto, a condición de que cumplan con el diseño establecido, los ensayos y los requisitos de aprobación aplicables a ese tipo de bultos. Por otra parte, una cisterna, un contenedor o un recipiente intermedio para graneles metálico con su contenido radiactivo pueden utilizarse como

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

un bulto industrial del Tipo BI-2 o del Tipo BI-3 si cumplen con los requisitos del Tipo BI-1, así como con los otros requisitos que están específicamente indicados en los párrafos 627 a 630 del Reglamento de Transporte.

Embalaje

232.1. Otras funciones de seguridad incluidas en esta definición (véanse los párrafos 231.1 y 231.2) son el blindaje, el control de criticidad, la prevención de daños debidos al calor y el funcionamiento de los elementos necesarios para que el bulto pueda cumplir los criterios de comportamiento especificados en las reglamentaciones con respecto a las condiciones de transporte rutinarias, normales y de accidente aplicables al tipo de bulto.

232.2. A los efectos del diseño y la verificación del cumplimiento, un embalaje puede incluir parte o todo el equipo estructural necesario para manipular o asegurar el bulto que se sujeta permanentemente o se ensambla como parte integrante del embalaje.

232.3. Con objeto de determinar los componentes estructurales que deberían ser considerados parte del embalaje, es necesario examinar el uso y propósito de tal equipo con respecto a la seguridad del transporte. Si, para los fines de seguridad, un embalaje puede ser transportado con ciertas estructuras, es normal considerar esas estructuras como parte del embalaje. Esto no significa que un remolque o vehículo de transporte deba ser considerado parte del embalaje en el caso de un transporte especial. Un medio de transporte no debe ser considerado parte del embalaje aun tratándose de un transporte especial.

Nivel de radiación

233.1. En la protección radiológica, una de las magnitudes limitativas para evitar la exposición del público es la dosis efectiva (las otras son la dosis equivalente en el cristalino del ojo y la piel (por ejemplo, véase el párrafo II-8 de la referencia [1])). Como las magnitudes de protección no son directamente mensurables, tuvieron que determinarse magnitudes operacionales que sí lo fueran. Estas magnitudes son la ‘dosis equivalente ambiental’ para la radiación de alto poder de penetración y la ‘dosis equivalente direccional’ para la radiación de bajo poder de penetración. El nivel de radiación debería tomarse como el valor de la magnitud operacional ‘dosis equivalente ambiental’ o ‘dosis equivalente direccional’, según proceda.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

233.2. En algunos casos debería considerarse la posibilidad de un incremento en el nivel de radiación como resultado de la acumulación de nucleidos hijos durante el transporte. En tales casos debería aplicarse una corrección considerando el nivel más alto de radiación que pueda preverse durante el transporte.

233.3. En los casos en que estén mezclados emisores gamma y neutrónicos puede ser necesario hacer mediciones separadas. Debería garantizarse que el instrumento de monitorización utilizado sea adecuado para la energía emitida por el radionucleido y que la calibración del equipo siga siendo válida. Tanto en la medición inicial como en cualquier medición de verificación tienen que considerarse las incertidumbres en la calibración.

233.4. En los dosímetros para neutrones a menudo la lectura depende mucho de la energía de los neutrones. La distribución espectral de los neutrones usados para la calibración y la de los neutrones que se medirán puede afectar considerablemente a la exactitud de la determinación de la dosis. Si se conoce la dependencia de la energía de la lectura del equipo y la distribución espectral de los neutrones que se medirán, podrá utilizarse el correspondiente factor de corrección.

233.5. En el Reglamento de Transporte se establece que no deben superarse determinados niveles de radiación en las superficies de los bultos y sobreenvases. En la mayoría de los casos, la medición hecha con un instrumento portátil en la superficie del bulto indica la lectura a cierta distancia de la superficie debido al volumen físico del detector. Siempre que sea posible, el instrumento que se emplee para la medición del nivel de radiación debería ser pequeño con respecto a las dimensiones del bulto o del sobreenvase. Los instrumentos que son relativamente grandes en relación con el tamaño físico del bulto o sobreenvase no deberían utilizarse porque podría subestimarse el nivel de radiación. Cuando la distancia de la fuente de radiación al instrumento es grande en relación con el volumen del detector (por ejemplo, en un factor de cinco), el efecto es insignificante y puede obviarse; en otro caso, deberían utilizarse los valores del cuadro I para corregir la medición. Para los dispositivos radiográficos, en que la distancia de la fuente a la superficie se mantiene generalmente al mínimo, normalmente este efecto no es despreciable y debería aplicarse una corrección en función del volumen del detector.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO 1. FACTORES DE CORRECCIÓN SEGÚN LAS DIMENSIONES DEL BULTO Y DEL DETECTOR

Distancia entre el centro del detector y la superficie del bulto (cm)	Dimensión lineal media del bulto (cm)	Factor de corrección[a]
1	> 10	1,0
2	10 a 20	1,4
	> 20	1,0
5	10 a 20	2,3
	20 a 50	1,6
	> 50	1,0
10	10 a 20	4,0
	20 a 50	2,3
	50 a 100	1,4
	> 100	1,0

[a] La lectura debería ser multiplicada por el factor de corrección para obtener el nivel de radiación aplicable en la superficie del bulto.

233.6. Al realizar mediciones de contenedores con aletas u otros bultos de transporte, debería tenerse precaución donde puedan encontrarse haces estrechos de radiación. Un medidor de tasa de dosis con un área de detección mucho más grande que el área transversal del haz que va a medir dará lugar a una lectura proporcionalmente reducida de la tasa de dosis por tener que promediar la tasa en un área de detección mucho más grande. Para estos trabajos debería elegirse el instrumento de medición más apropiado.

Materiales radiactivos

236.1. En las anteriores ediciones del Reglamento de Transporte se utilizó un único valor de exención de 70 Bq/g para definir los materiales radiactivos a los efectos del transporte. Después de la publicación de las NBS [1] se reconoció que este valor no tenía ninguna base radiológica. Por lo tanto, se aplicaron los criterios de protección radiológica definidos en las NBS para establecer los valores específicos de exención de cada radionucleido a los efectos del transporte (véase el párrafo 402.3).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

236.2. El Reglamento de Transporte se basa en el supuesto de que una sustancia fisionable siempre es un material radiactivo. No obstante, las características de una sustancia fisionable se basan en propiedades totalmente diferentes (con probabilidad de fisión y multiplicidad neutrónica pero sin actividad) de las características de un material radiactivo (actividad, tipo de radiación y energía). Siempre que se modifiquen las especificaciones para la clasificación de una sustancia como radiactiva en el Reglamento de Transporte es indispensable que se tenga en cuenta el potencial de criticidad. El límite actual fijado para el U-235 se considera suficientemente seguro. Un material con nucleidos fisionables distintos de los del U-235 no podría tener potencial de criticidad mientras sus concentraciones de actividad y actividades totales no superaran los valores especificados en el cuadro 2 del Reglamento de Transporte.

Expedición

237.1. En el contexto del transporte de los materiales radiactivos, por ‘destino’ se entiende el punto final de un viaje en el cual el bulto es o probablemente sea abierto, excepto durante las formalidades aduaneras, según lo expuesto en el párrafo 582.

Arreglo especial

238.1. Solo debería recurrirse al arreglo especial cuando fuera poco práctico efectuar una expedición con arreglo a los requisitos aplicables del Reglamento de Transporte. Este tipo de expedición está previsto para las situaciones en que los requisitos normales del Reglamento de Transporte no puedan cumplirse. Un ejemplo sería la disposición final de equipo obsoleto con materiales radiactivos cuando no existiera una manera razonable de enviar los materiales radiactivos en un bulto aprobado. El riesgo asociado al reembalaje y manipulación del material radiactivo podría superar con creces la ventaja de utilizar un bulto aprobado, suponiendo que se dispusiera de un bulto adecuado. Las disposiciones del arreglo especial deberían compensar el incumplimiento de los requisitos del Reglamento de Transporte y proporcionar un nivel de seguridad equivalente. En armonía con el criterio subyacente del Reglamento de Transporte, al establecerse las medidas compensatorias debería reducirse al mínimo la dependencia de las medidas administrativas.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Materiales radiactivos en forma especial

239.1. El Reglamento de Transporte se basa en la premisa de que el riesgo potencial asociado al transporte de los materiales radiactivos que no son fisionables depende de cuatro parámetros importantes:

i) la dosis por unidad de incorporación (por ingestión o inhalación) del radionucleido;
ii) la actividad total presente en el bulto;
iii) la forma física del radionucleido;
iv) los niveles externos de radiación potenciales.

239.2. En el Reglamento de Transporte se reconoce que los materiales radiactivos en forma no dispersable, o sellados dentro de una cápsula metálica resistente, presentan un riesgo de contaminación mínimo, aunque todavía existe un riesgo directo de irradiación. Los materiales protegidos de esta manera contra el riesgo de dispersión en condiciones de accidente se designan como "materiales radiactivos en forma especial". Los materiales radiactivos que en sí mismos son dispersables pueden fijarse por adsorción, absorción o deposición en un sólido inerte, de manera que actúen como sólidos no dispersables, por ejemplo, láminas de metal. (Véanse los párrafos 603.1 a 603.4, 604.1 y 604.2.)

239.3. A menos que el contenido radiactivo de un bulto esté en forma especial, la cantidad de materiales radiactivos que puede transportarse en un bulto exceptuado o en un bulto del Tipo A se limitará a A_2 o a sus múltiplos. Por ejemplo, un bulto del Tipo A se limita a A_2 y el contenido de los bultos exceptuados se limita a valores que van desde A_2 hasta valores tan bajos como 10^{-4} A_2 o 10^{-5} A_2, si es para transporte por correo, lo que depende de que el material sea sólido, líquido o gaseoso y de que esté o no incorporado dentro de un instrumento o un artículo. Sin embargo, si el material está en forma especial, los límites del bulto cambian de A_2 a A_1 o a sus múltiplos correspondientes. Según el radionucleido o los radionucleidos de que se trate, los valores A_1 difieren de los valores A_2 en factores que van desde 1 hasta 10 000 (véase el cuadro I del Reglamento de Transporte). La capacidad para expedir una actividad superior en un bulto, si está en forma especial, se aplica solamente a los bultos del Tipo A y los bultos exceptuados.

Actividad específica

240.1. La definición de la actividad específica abarca en la práctica dos situaciones diferentes. La primera, la definición de la actividad específica de un radionucleido, es similar a la definición de la actividad específica de un elemento

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

establecida por la ICRU. La segunda, la definición de la actividad específica de un material a los efectos del Reglamento de Transporte, se refiere más concretamente a una concentración de la actividad másica. Así, la definición de la actividad específica es válida para ambos casos y depende de su uso concreto en los requisitos del Reglamento de Transporte. La expresión 'concentración de actividad' también se utiliza en algunos párrafos del Reglamento de Transporte (por ejemplo, véase el párrafo 402 y el cuadro 2 conexo del Reglamento de Transporte).

240.2. El período de semidesintegración y la actividad específica de cada radionucleido que figuran en el cuadro 2 del Reglamento de Transporte se muestran en el cuadro II.1 del apéndice II. Estos valores de actividad específica han sido calculados empleando la ecuación siguiente:

$$\text{Actividad específica (Bq/g)} = \frac{(\text{Número de Avogadro}) \times \lambda}{(\text{Masa atómica})} = \frac{4{,}17 \times 10^{23}}{A \times T_{1/2}}$$

donde

A es la masa atómica del radionucleido;
$T_{1/2}$ es el período de semidesintegración del radionucleido en segundos;
λ es la constante de desintegración en s^{-1} del radionucleido = $\ln 2/T_{½}$.

240.3. La actividad específica de cualquier radionucleido no enumerado en el cuadro II.1 del apéndice II puede calcularse mediante la ecuación incluida en el párrafo 240.2.

240.4. La actividad específica del uranio, para varios niveles de enriquecimiento, se incluye en el cuadro II.3 del apéndice II.

240.5. Para determinar la actividad específica de un material en que están distribuidos los radionucleidos debe incluirse en el componente de masa la masa total de ese material o de un subconjunto del mismo (es decir, la masa de los radionucleidos y la masa de cualquier otro material). También deberían tenerse en cuenta las diferentes interpretaciones de la actividad específica incluidas en la definición de los materiales BAE (párrafo 226) y el cuadro II.1.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Cisterna

242.1. Con objeto de conseguir la armonización con las actuales Recomendaciones relativas al Transporte de Mercancías Peligrosas [9] se incluyó el límite de capacidad mínima de 450 L al volumen de la cisterna.

242.2. En el párrafo 242 se considera la posibilidad de que exista un contenido sólido en las cisternas, siempre y cuando el contenido que se cargue en la cisterna sea en forma líquida o gaseosa y posteriormente se produzca una solidificación con antelación al transporte (por ejemplo, hexafluoruro de uranio).

Transporte a través de países o hacia países

243.1. La definición de la aprobación multilateral se limita a los países a través de los cuales o a los cuales se transporte la remesa y excluye concretamente los países sobre cuyo territorio una aeronave pueda transportar la remesa siempre que la aeronave no tenga escalas programadas en ellos.

Índice de transporte (IT)

244.1. El IT cumple varias funciones en el Reglamento de Transporte, incluso la de establecer la base sobre la cual el transportista debe separar los materiales radiactivos de las personas, de las películas fotográficas sin revelar y de otras remesas de materiales radiactivos, y limitar el nivel de exposición a las radiaciones de los miembros del público y de los trabajadores del transporte durante el transporte y el almacenamiento en tránsito.

244.2. En la edición de 1996 del Reglamento de Transporte, el IT ya no hace ninguna contribución al control de la seguridad con respecto a la criticidad de los bultos que contienen sustancias fisionables. El control de la acumulación desde el punto de vista de la seguridad con respecto a la criticidad se logra mediante un ISC independiente (véanse los párrafos 218.1 a 218.3). Aunque el anterior enfoque basado en un único valor de control para la protección radiológica y para la seguridad con respecto a la criticidad fue definido para una aplicación operacional simple, el uso actual de un IT y de un ISC independientes elimina limitaciones importantes en la separación durante el transporte y el almacenamiento en tránsito de los bultos que no contienen sustancias fisionables. La razón de conservar la designación del IT es que en la inmensa mayoría de las remesas de materiales radiactivos no hay sustancias fisionables y, por lo tanto, el uso de un nuevo nombre para el IT de material ‘solamente radiactivo’ habría podido crear confusión debido a la necesidad de introducir y de explicar dos

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

nuevos nombres. Debería tenerse cuidado y no confundir el uso del valor del IT, de manera que el valor del ISC sea considerado el único control de la acumulación de los bultos desde el punto de vista de la seguridad con respecto a la criticidad.

244.3. Véanse los párrafos 523.5 a 524.1.

Torio no irradiado

245.1. La expresión 'torio no irradiado' utilizada para definir el material de baja actividad específica trata de excluir todo el torio que se haya irradiado en un reactor nuclear para transformar parte del Th-232 en U-233, que es una sustancia fisionable. La definición habría podido prohibir la presencia de U-233, pero el torio natural puede contener trazas de U-233. El límite de 10^{-7} g de U-233 por gramo de Th-232 tiene el objetivo de prohibir la presencia de cualquier cantidad de torio irradiado y reconocer a la vez la presencia de trazas de U-233 en el torio natural.

Uranio no irradiado

246.1. La expresión 'uranio no irradiado' tiene la finalidad de excluir el uranio que haya sido irradiado en un reactor nuclear para transformar parte del U-238 en Pu-239 y parte del U-235 en productos de fisión. La definición podría haber prohibido la presencia de cualquier cantidad de plutonio o de productos de fisión, pero el uranio natural puede contener trazas de plutonio y productos de fisión. En la edición de 1985 del Reglamento de Transporte se fijó el límite de 10^{-6} g de plutonio por gramo de U-235 y de 9 MBq de productos de fisión por gramo de U-235 para prohibir la presencia de cualquier cantidad de uranio irradiado, reconociendo a la vez la presencia de trazas de plutonio y productos de fisión en el uranio natural.

246.2. La presencia de U-236 es un indicador más satisfactorio de la exposición a un flujo neutrónico. Se ha elegido el valor de 5×10^{-3} g de U-236 por gramo de U-235 pues representa el consenso alcanzado por el Comité C-26 de la ASTM en la especificación C-996 para el uranio enriquecido de grado comercial. Este valor se incorpora en la edición de 1996 del Reglamento de Transporte y reconoce la posibilidad de que exista contaminación por uranio irradiado, pero garantiza que el material todavía pueda tratarse como no irradiado. Esta especificación representa la composición con el valor máximo de los radionucleidos de uranio para los que el valor A_2 del hexafluoruro de uranio puede demostrarse que es ilimitado. La diferencia en el valor A_2 para el dióxido de uranio se considera insignificante [10].

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

REFERENCIAS DE LA SECCIÓN II

[1] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad – Edición provisional, *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* Nº GSR Part3 (Interim), OIEA, Viena (2011).

[2] AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, Nuclear Criticality Control of Special Actinide Elements, Rep. ANSI/ANS-8.15-1981; R1987; R1995; R2005, (R = Reaffirmed), American Nuclear Society, La Grange Park, IL (2005).

[3] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Series 1 Freight Containers — Specifications and Testing — Part 1: General Cargo Containers for General Purposes, ISO 1496-1: 1990(E), ISO, Geneva (1990); and subsequent Amendments 1:1993, 2:1998, 3:2005, 4:2006 and 5:2006.

[4] ORGANIZACIÓN MARÍTIMA INTERNACIONAL, Convenio internacional sobre la seguridad de los contenedores (CSC) 1972, enmendado en 1993, OMI, Londres (1993).

[5] ORGANIZACIÓN MARÍTIMA INTERNACIONAL, Código Marítimo Internacional de Mercancías Peligrosas (IMDG), incluida la Enmienda 35-10, Londres (2010).

[6] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE NORMALIZACIÓN, Sistemas de gestión de la calidad. Requisitos, ISO 9001: 2008 (UNE-EN ISO 9001:2008), AENOR (2008).

[7] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Sistema de gestión de instalaciones y actividades, *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* Nº GS-R-3, OIEA, Viena (2011).

[8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for the Safe Transport of Radioactive Material, IAEA Safety Standards Series No. TS-G-1.4, IAEA, Vienna (2008).

[9] NACIONES UNIDAS, Recomendaciones relativas al Transporte de Mercancías Peligrosas: Reglamentación Modelo, Decimoséptima edición revisada (ST/SG/AC.10/1/Rev.17) Naciones Unidas, Nueva York y Ginebra (2011).

[10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Interim Guidance for the Safe Transport of Reprocessed Uranium, IAEA-TECDOC-750, IAEA, Vienna (1994).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Sección III

DISPOSICIONES GENERALES

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

301.1. Para la optimización de la protección y la seguridad se deben considerar las exposiciones normales y potenciales. Exposiciones normales son aquellas que se prevé que se reciban en condiciones de transporte rutinarias y normales, según se definen en el párrafo 106 del Reglamento de Tranporte. Las exposiciones potenciales son aquellas que no se espera que sean recibidas con certeza, salvo como resultado de un accidente o debido a un suceso o una secuencia de sucesos de índole probabilista, incluidos los fallos de equipo y los errores de operación. En el caso de las exposiciones normales, para la optimización se deben tomar en cuenta tanto la magnitud prevista de las dosis individuales como el número de personas expuestas. Además, en el caso de las exposiciones potenciales, también se tiene en cuenta la probabilidad de que ocurran accidentes o sucesos o secuencias de ellos. La optimización se debería documentar en los programas de protección radiológica (PPR). (Véanse también las referencias [1 a 3]).

301.2. Las NBS [4] definen los requisitos de protección radiológica para prácticas (actividades que aumentan la exposición total a la radiación) y para intervenciones (actividades que disminuyen la exposición total modificando las causas existentes de exposición). El sistema de protección radiológica para las prácticas, según se expone en las NBS (sección 2, Requisitos principales) se resume como sigue:

Ninguna práctica debe ser adoptada a menos que produzca un beneficio neto positivo (justificación de una práctica).

Todas las exposiciones deben ser mantenidas en un valor tan bajo como razonablemente pueda alcanzarse, teniendo en cuenta factores económicos y sociales (optimización de la protección).

La exposición individual total debe estar sujeta a los límites de dosis o, en el caso de exposiciones potenciales, al control del riesgo (límites individuales de dosis y de riesgo).

301.3. En la protección radiológica ha sido y sigue siendo necesario en la práctica establecer criterios asociados a magnitudes diferentes de los límites básicos

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de dosis. Estos criterios se conocen normalmente como límites secundarios o derivados. Cuando estos límites se relacionan con los límites primarios de dosis, mediante un determinado modelo, se definen como límites derivados. En el Reglamento de Transporte se han utilizado límites derivados.

301.4. El establecimiento de restricciones de dosis forma parte de la optimización [4, 5]. Las restricciones a que se alude en las NBS deberían relacionarse con el transporte y tener en cuenta los efectos acumulativos de las exposiciones a otras fuentes vinculadas a actividades profesionales planificadas. En el caso de trabajadores que se dedican solo a actividades de transporte, será razonable establecer restricciones para el transporte de materiales radiactivos. En otros casos quizás sea apropiado que los distintos usuarios incluyan restricciones de dosis en sus PPR, situación en la cual se esperaría normalmente que se establecieran restricciones más bajas que las fijadas para la actividad de transporte únicamente ya que, por definición en las NBS, "el fin de la restricción impuesta a cada fuente es brindar la seguridad de que la suma de las dosis al grupo crítico causadas por todas las fuentes controladas permanece ajustada al límite de dosis". (Véase más información en la referencia [4]).

301.5. Son ejemplos de límites derivados en el Reglamento de Transporte los límites máximos de actividad A_1 y A_2, los niveles máximos para contaminación transitoria, los niveles de radiación en las superficies de los bultos y en su proximidad y las distancias de separación asociadas al IT. El Reglamento de Transporte estipula evaluaciones y mediciones para garantizar que se cumplan las normas.

301.6. Debería ser una tarea de la autoridad competente asegurar que todas las actividades del transporte se desarrollen dentro de un marco general de optimización de la protección y la seguridad.

302.1. Los objetivos del PPR para el transporte de materiales radiactivos son los siguientes:

— disponer lo necesario para el examen adecuado de las medidas de protección radiológica en el transporte;
— garantizar que el sistema de protección radiológica se aplique adecuadamente;
— incrementar la cultura de seguridad en el transporte de materiales radiactivos;
— proporcionar medidas prácticas para satisfacer estos objetivos.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

El PPR debería comprender, en el grado adecuado, los siguientes elementos:

a) alcance del programa (véanse los párrafos 302.2 a 302.4);
b) funciones y responsabilidades para la puesta en práctica del programa (véase el párrafo 302.5);
c) evaluación y optimización de la dosis (véase el párrafo 303);
d) evaluación de la contaminación superficial (véanse los párrafos 508, 513 y 514);
e) separación y otras medidas de protección (véanse los párrafos 562.1 a 562.14);
f) respuesta a emergencias (véanse los párrafos 304 y 305);
g) capacitación (véanse los párrafos 311 a 315);
h) sistema de gestión (véase el párrafo 306).

En la referencia [2] figuran otras orientaciones detalladas sobre la elaboración y el contenido de un PPR en relación con cada uno de los elementos anteriores a) a h).

302.2. El PPR debería abarcar todos los aspectos del transporte que se definen en el párrafo 106 del Reglamento de Transporte. Sin embargo, se reconoce que, en algunos casos, ciertos aspectos del PPR se pueden incluir en los PPR de las instalaciones de envío, recepción o almacenamiento en tránsito. Debería aplicarse un enfoque graduado, puesto que la magnitud y el alcance de las medidas que deban emplearse en los PPR dependerán de la magnitud y la probabilidad de que se produzcan exposiciones a las radiaciones.

302.3. Se deben considerar el tipo y la categoría del bulto. La radiación externa es importante en el transporte ordinario y la categoría del bulto permite conocer su clasificación. Sin embargo, en condiciones de accidente lo importante es el tipo de bulto (exceptuado, industrial, del Tipo A, del Tipo B(U), del Tipo B(M) o del Tipo C). No se requiere que los bultos exceptuados, industriales y del Tipo A soporten accidentes. Por ello, en los aspectos del PPR relacionados con las condiciones de accidente durante el transporte debería considerarse la posibilidad de fuga de estos tipos de bultos, como resultado del propio transporte o de accidentes ocurridos durante su manipulación. Por el contrario, se espera que los bultos del Tipo B(U), del Tipo B(M) y del Tipo C soporten todos los accidentes, salvo los más graves.

302.4. Los niveles externos de radiación de los bultos exceptuados y los etiquetados con la categoría I-BLANCA son suficientemente bajos para poder manipularlos con seguridad y sin restricción y, por lo tanto, no es necesaria

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

la evaluación de dosis. La consideración de los requisitos de protección radiológica puede limitarse a mantener los tiempos de manipulación al valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse y la separación puede conseguirse evitando el contacto directo prolongado de los bultos con las personas y otras mercancías durante el transporte. Sin embargo, será necesaria una evaluación de la dosis para los bultos etiquetados según las categorías II-AMARILLA y III-AMARILLA, y su resultado deberá ser considerado para la separación, los límites de dosis, las restricciones de dosis y la optimización.

302.5. La cooperación entre los remitentes, transportistas y destinatarios que intervienen en el transporte de materiales radiactivos permitirá definir mejor el PPR. Normalmente los remitentes y los destinatarios deberían tener un PPR apropiado como parte de las operaciones en sus instalaciones. Deberían determinarse y describirse claramente las funciones y las responsabilidades de las diferentes partes y personas que participan en la puesta en práctica del PPR. Se debería evitar el solapamiento de responsabilidades. Según la magnitud y la probabilidad de las exposiciones a las radiaciones, la responsabilidad general del establecimiento y de la puesta en práctica del PPR se puede asignar a un oficial de protección radiológica o seguridad que haya sido reconocido como 'experto cualificado' mediante la certificación de consejos o sociedades apropiados o por otros medios que sean adecuados (o sea, por las autoridades competentes del caso) [4].

302.6. En las referencias [2] y [6] figuran más orientaciones sobre el establecimiento y aplicación de los PPR, y la monitorización y evaluación de las dosis de radiación. En las referencias [7 a 9] puede obtenerse asesoramiento práctico sobre la aplicación de los PPR y varias referencias útiles.

303.1. En las NBS [4] se fijó un límite de dosis efectiva para los miembros del público de 1 mSv en un año y para los trabajadores de 20 mSv en un año, promediada en cinco años consecutivos y sin que se exceda de 50 mSv en un solo año. Los límites de dosis en circunstancias especiales, los límites de dosis en función de la dosis equivalente para el cristalino del ojo, las extremidades (manos y pies) y la piel, así como los límites de dosis para aprendices y mujeres embarazadas también se establecen en las NBS y deberían ser considerados en el contexto de los requisitos consignados en el párrafo 303. Estos límites se aplican a las exposiciones atribuibles a todas las prácticas, con excepción de las exposiciones médicas y de las exposiciones a ciertas fuentes naturales.

303.2. En el párrafo 303 figuran tres categorías para la monitorización y la evaluación de las dosis de radiación. La primera categoría (debajo del

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

nivel especificado en el párrafo 303 a)) establece un intervalo de dosis donde solo se necesita realizar acciones sencillas para la evaluación y el control de las dosis. El valor superior de este intervalo es 1 mSv en un año, que se eligió para que coincidiera con el límite de dosis establecido para un miembro del público. Para esta categoría, en que puede demostrarse que es muy poco probable que las dosis en los trabajadores excedan de 1 mSv en un año, no se requieren pautas de trabajo especiales, una monitorización exhaustiva, programas de evaluación de dosis ni una contabilidad independiente. La segunda categoría tiene un valor superior de 6 mSv en un año, que es 3/10 del límite de la dosis efectiva para los trabajadores (promediado en 5 años consecutivos). Este nivel representa una línea de división razonable entre las condiciones en que es poco probable que se alcancen los límites de dosis y aquellas en que los límites de dosis podrían alcanzarse. La tercera categoría se refiere a cualquier situación en que es probable que la exposición ocupacional rebase el valor superior de 6 mSv en un año de la segunda categoría. También debería tomarse en consideración la probabilidad y posible magnitud de las exposiciones potenciales.

303.3. Muchos trabajadores del transporte estarán en la primera categoría y no se requerirán medidas específicas para la monitorización o el control de la exposición. En la segunda categoría será necesario un programa para la evaluación de dosis. Este se puede basar en la monitorización individual o en la del lugar de trabajo. En el último caso se puede lograr una supervisión frecuente del lugar de trabajo realizando mediciones del nivel de radiación en las zonas ocupadas, al principio y al final de una determinada etapa de la jornada. Sin embargo, en algunos casos también puede requerirse la monitorización del aire, comprobaciones de las superficies contaminadas y la monitorización individual. Para la tercera categoría la monitorización individual debería efectuarse cuando sea conveniente, adecuado y factible. En la mayoría de los casos esta se llevará a cabo mediante dosimetría personal con dispositivos como dosímetros de película, dosímetros termoluminiscentes y, cuando sea necesario, dosímetros para neutrones (véase la referencia [3]).

303.4. Algunos estudios sobre determinadas operaciones han demostrado una correlación entre la dosis recibida por los trabajadores y el número de índices de transporte manejados. En la referencia [2] se proporcionan otras orientaciones.

303.5. Dado que en las condiciones de uso exclusivo se permiten niveles relativamente altos de radiación durante el transporte, se debería poner mayor cuidado para asegurar que se cumplan los requisitos del párrafo 303, puesto que sería relativamente fácil superar el nivel de 1 mSv y, en consecuencia, deberían adoptarse medidas específicas para la monitorización o el control de las

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

exposiciones. Para evaluar la exposición total individual deberían valorarse las exposiciones recibidas durante el transporte propiamente dicho junto con las recibidas en otras fases del transporte, particularmente durante la carga y descarga.

RESPUESTA A EMERGENCIAS

304.1. Los requisitos establecidos en el Reglamento de Transporte, cuando los cumplen el diseñador, el remitente, el transportista y el destinatario del bulto, garantizan un alto nivel de seguridad en el transporte de materiales radiactivos. Sin embargo, pueden suceder accidentes relacionados con este tipo de bultos. En el párrafo 304 del Reglamento de Transporte se reconoce que, para proporcionar una respuesta suficiente y segura ante tales accidentes, se requiere una planificación y preparación previa. En la mayoría de los casos la respuesta será análoga a la de accidentes radiológicos en instalaciones fijas. Así, se requiere que las organizaciones nacionales o internacionales competentes establezcan procedimientos de emergencia y que se sigan estos procedimientos cuando se produzca un accidente de transporte en que intervengan materiales radiactivos.

304.2. En las referencias [10, 11] se pueden obtener más orientaciones.

305.1. El riesgo radiológico quizás no sea el único riesgo potencial que entrañe el contenido de un bulto que contenga materiales radiactivos. Pueden existir otros riesgos, entre ellos, pirofosforicidad, corrosividad o características oxidantes; o, si se produce la dispersión del contenido, este puede reaccionar con el medio ambiente (aire, agua, etc.), y generar sustancias peligrosas. Es este último fenómeno al que se refiere el párrafo 305 del Reglamento de Transporte con objeto de garantizar la necesaria seguridad contra los riesgos químicos (es decir, no radiactivos) y, específicamente, en lo referente al hexafluoruro de uranio debido a su propensión a reaccionar, en ciertas condiciones, con la humedad del aire y con el agua para formar fluoruro de hidrógeno (HF) y fluoruro de uranilo (UO_2F_2).

305.2. En el caso de que el sistema de contención de un bulto se dañe en un accidente, el aire y/o el agua pueden alcanzar el contenido y en algunos casos, reaccionar químicamente con él. En algunos materiales radiactivos estas reacciones químicas pueden producir sustancias cáusticas, ácidas, tóxicas o venenosas que podrían ser peligrosas para la población y el medio ambiente. Este problema debería ser considerado en el diseño del bulto y en los procedimientos de planificación de la respuesta a emergencias para reducir las consecuencias

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de tales reacciones. En tal caso se deberían considerar las cantidades de materiales de que se trate, la posible cinética de reacción, las características de los productos de la reacción (autoextinción, autofrenado, insolubilidad, etc.) y una posible concentración o dilución dentro del medio ambiente. Estos aspectos pueden dar lugar a restricciones en el diseño o en el uso del bulto que van más allá de las relacionadas con la naturaleza radiactiva del contenido.

SISTEMA DE GESTIÓN

306.1. El sistema de gestión es esencialmente un método sistemático y documentado que asegura que se alcancen constantemente las condiciones o los niveles de seguridad necesarios. Toda evaluación y documentación sistemática de la ejecución que se tome en cuenta en función de la norma apropiada es una forma de sistema de gestión. Un enfoque disciplinado con respecto a todas las actividades que afecten a la calidad, entre ellas, cuando proceda, la especificación y la verificación de la ejecución y/o la puesta en práctica satisfactoria de las medidas correctoras apropiadas, contribuirá a la seguridad del transporte y será una prueba de que se ha alcanzado la calidad requerida.

306.2. En el Reglamento de Transporte no se estipula un sistema de gestión pormenorizado debido a la amplia variedad de necesidades operacionales y a los requisitos algo diferentes que establecen las autoridades competentes de cada Estado Miembro. En la referencia [12] se define un marco en que puede basarse el sistema de gestión. El grado de detalle del sistema de gestión dependerá de la fase y del tipo de operación de transporte, por lo que se adoptará un enfoque graduado con arreglo al párrafo 104 del Reglamento de Transporte.

306.3. Antes de que comiencen las operaciones de transporte, se debería elaborar y aplicar el sistema de gestión de manera oportuna en consonancia con los requisitos del Reglamento de Transporte. Cuando proceda, la autoridad competente asegurará que tal sistema de gestión se aplique como parte de la adopción oportuna del Reglamento de Transporte.

306.4. El sistema de gestión debería abarcar el diseño, fabricación, ensayo, documentación, uso, mantenimiento e inspección de todos los materiales radiactivos en forma especial, de los materiales radiactivos de baja dispersión, de los materiales aprobados en virtud del párrafo 417 f) y de los bultos para el transporte y el almacenamiento en tránsito. El fabricante, el remitente o el usuario deberían, en particular, estar preparados para demostrar que los métodos y materiales de fabricación utilizados están en conformidad con las

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

especificaciones del diseño aprobado y que todos los embalajes se inspeccionan periódicamente y, según proceda, se reparan y mantienen en buenas condiciones para que sigan cumpliendo todos los requisitos y especificaciones pertinentes, incluso después de un uso repetido.

306.5. Para satisfacer los requisitos establecidos en el párrafo 306 sería aceptable un sistema de gestión que cumpla con una norma internacional como la ISO 9001 [13] y que esté certificado por un organismo acreditado.

VERIFICACIÓN DEL CUMPLIMIENTO

307.1. La adopción de normas para el transporte seguro basadas en el Reglamento de Transporte debería llevarse a cabo dentro de un intervalo de tiempo apropiado en los Estados Miembros y por todas las organizaciones internacionales competentes. Se hace hincapié en la oportuna aplicación de programas sistemáticos de verificación del cumplimiento para complementar la adopción del Reglamento de Transporte.

307.2. A los efectos del Reglamento de Transporte, la expresión ‘verificación del cumplimiento’ tiene un amplio significado que incluye todas las medidas aplicadas por una autoridad competente con el fin de asegurar que en la práctica se cumplan las disposiciones del Reglamento de Transporte. ‘Cumplimiento’ significa, por ejemplo, que:

a) se utilizan bultos adecuados y resistentes;
b) la actividad de los materiales radiactivos en cada bulto no excede del límite reglamentario de actividad para ese material y ese tipo de bulto;
c) los niveles de radiación externos y los niveles de contaminación en la superficie de los bultos no exceden de los límites apropiados;
d) los bultos están marcados y etiquetados correctamente y los documentos de transporte están completos;
e) el número de bultos de materiales radiactivos en un medio de transporte se encuentra dentro de los límites reglamentarios;
f) los bultos de materiales radiactivos son estibados en los medios de transporte y se almacenan manteniendo la correspondiente distancia de seguridad respecto de las personas y los materiales fotosensibles;
g) solamente los dispositivos de estiba y elevación que han sido ensayados se utilizan en la carga, el transporte y la descarga de los bultos de materiales radiactivos;

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

h) los bultos de materiales radiactivos se aseguran correctamente para el transporte;
i) solamente personal capacitado manipula los bultos de materiales radiactivos durante el transporte, incluidos los conductores de los vehículos que también puedan cargar o descargar los bultos.

307.3. Los objetivos principales de un programa sistemático de verificación del cumplimiento son:

a) posibilitar la verificación independiente del cumplimiento reglamentario por parte de los usuarios del Reglamento de Transporte;
b) servir de realimentación del proceso regulador como base para las mejoras del Reglamento de Transporte y del programa de verificación del cumplimiento.

307.4. Un programa eficaz de verificación del cumplimiento debería incluir, como mínimo, medidas relacionadas con:

a) la revisión y la evaluación, incluida la emisión de los certificados de aprobación;
b) la inspección y la observancia.

307.5. Un programa de verificación del cumplimiento solo puede ejecutarse si su alcance y objetivos se transmiten a todas las partes que intervienen en el transporte de los materiales radiactivos (es decir, diseñadores, fabricantes, remitentes y transportistas). Por lo tanto, los programas de verificación del cumplimiento deberían incluir disposiciones para la difusión de la información. Mediante esta información se debería comunicar a los usuarios la manera en que la autoridad competente espera que cumplan con el Reglamento de Transporte y las innovaciones en la esfera reglamentaria. Todas las partes deberían disponer de personal capacitado.

307.6. Para asegurar la idoneidad de los materiales radiactivos en forma especial (véase el párrafo 239 del Reglamento de Transporte) y de ciertos diseños de bultos, es preciso que la autoridad competente evalúe esos diseños (véase el párrafo 802 del Reglamento de Transporte). De esta forma la autoridad competente puede asegurar que los diseños cumplan con los requisitos reglamentarios y que los requisitos sean aplicados de manera uniforme por diferentes usuarios. Cuando así lo estipule el Reglamento de Transporte, las expediciones también estarán sujetas a revisión y aprobación con objeto de garantizar que se adopten las adecuadas medidas de seguridad en las operaciones de transporte.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

307.7. La autoridad competente debería realizar auditorías e inspecciones como parte de su programa de verificación del cumplimiento para confirmar que los usuarios están cumpliendo todos los requisitos aplicables del Reglamento de Transporte y que están aplicando su sistema de gestión. Las inspecciones también son necesarias para determinar los casos de incumplimiento que puedan requerir una acción correctiva por parte del usuario o una acción coercitiva por parte de la autoridad competente. El propósito principal de un programa de coerción no es adoptar medidas punitivas sino fomentar el cumplimiento del Reglamento de Transporte.

307.8. Puesto que el Reglamento de Transporte incluye requisitos relativos a la aplicación de disposiciones de emergencia durante el transporte de materiales radiactivos (véase el párrafo 304 del Reglamento de Transporte), un programa de verificación del cumplimiento debería comprender actividades asociadas a la planificación, la preparación y la respuesta para casos de emergencia cuando sea necesario. Estas actividades deberían incorporarse en los correspondientes planes de emergencia nacionales. Además, la autoridad competente apropiada debería asegurar que los remitentes y los transportistas dispongan de planes de emergencia adecuados.

307.9. Pueden obtenerse más orientaciones en la referencia [14].

308.1. Las evaluaciones de la autoridad competente pueden utilizarse para evaluar la eficacia del Reglamento de Transporte, incluso las relativas a los PPR, y pueden formar parte de las actividades de verificación del cumplimiento pormenorizadas en la referencia [14] (véanse también los párrafos 307.1 a 307.8). Es especialmente importante evaluar si hay una optimización eficaz de la protección radiológica y la seguridad, lo que también puede contribuir a lograr y mantener la confianza del público.

308.2. Para dar cumplimiento al párrafo 308 del Reglamento de Transporte, debería recabarse información sobre las dosis de radiación en los trabajadores y los miembros del público, información que debería revisarse según corresponda. Se deberían efectuar revisiones si las circunstancias lo justifican; por ejemplo, si se presentan cambios importantes en las pautas de transporte o cuando se implante una nueva tecnología relacionada con los materiales radiactivos. La recopilación de información pertinente puede lograrse mediante varias medidas y evaluaciones radiológicas. Las revisiones de las condiciones de accidente durante el transporte son necesarias, como también las relativas a las condiciones rutinarias y normales.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

INCUMPLIMIENTO

309.1. Como resultado del incumplimiento de los requisitos referentes a la contaminación observado en Europa en 1998 y 1999, y la consiguiente interrupción del transporte de expediciones de combustible irradiado, el OIEA convocó dos reuniones de consulta en 1999 para tratar la cuestión de la contaminación, a las que siguió una reunión técnica en marzo de 2000. En estas reuniones se recomendó que se añadiera al Reglamento de Transporte un texto relativo a los requisitos para la adopción de las medidas necesarias en casos de incumplimiento.

309.2. Las normas establecidas en el Reglamento de Transporte, cuando las cumplen el remitente, el transportista, el destinatario y cualquier organización que intervenga en el transporte, garantizan niveles muy altos de seguridad para el transporte de materiales radiactivos. En el párrafo 309 del Reglamento del Transporte se reconoce que pueden ocurrir casos específicos de incumplimiento y que las entidades nacionales e internacionales deberían instaurar programas para investigar y analizar estos sucesos e instituir medidas reparadoras.

309.3. El término ‘incumplimiento’ tiene un significado muy amplio, que incluye todas y cada una de las situaciones (salvo accidentes de transporte) en que una expedición no cumple plenamente los requisitos reglamentarios aplicables. La frase “cualquiera de los límites fijados respecto del nivel de radiación o de la contaminación” se refiere a todos los párrafos que contienen límites impuestos a los niveles de radiación o contaminación, incluso los párrafos 423, 505, 508, 509, 513, 516, 517, 526 a 529, 566 y 573. En algunos países las autoridades competentes pueden decidir ampliar el requisito para que abarque otros tipos de incumplimiento y el tipo y gravedad del incumplimiento que debe notificarse. De cualquier modo, los remitentes, transportistas y entidades que intervengan en el transporte tienen la responsabilidad primordial de evitar que se repitan los casos de incumplimiento. Los remitentes y quienes puedan verse afectados deberían ser informados sistemáticamente por el transportista o el destinatario sobre cualquier incumplimiento de que tengan conocimiento. El transportista, el remitente y cualquier organización que intervenga en el transporte, según proceda, deberían tomar medidas inmediatas para mitigar las consecuencias del incumplimiento, investigarlo y adoptar medidas apropiadas con el fin de remediar las causas y circunstancias e impedir que se repita.

309.4. El propósito de estos párrafos no es tratar de exigir a los transportistas o destinatarios que midan los niveles de contaminación y radiación durante el transporte.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

309.5. Un programa eficaz de verificación del cumplimiento debería, como mínimo, establecer objetivos relacionados con la detección y el análisis del incumplimiento, y entre otras cosas:

a) proporcionar información al proceso reglamentario como base para las mejoras del Reglamento de Transporte y el programa de verificación del cumplimiento (párrafo 307);
b) garantizar que se faciliten comunicaciones adecuadas y apropiadas y el intercambio de información entre el remitente, el transportista, el destinatario, las autoridades competentes correspondientes y cualquier organización que intervenga en el transporte que pueda verse afectada en relación con cualquier incumplimiento con el fin de asegurar que se eliminen estos casos en el futuro.

ARREGLOS ESPECIALES

310.1. La intención del párrafo 310 del Reglamento de Transporte está en consonancia con disposiciones semejantes recogidas en sus anteriores ediciones. De hecho, desde su primera edición en 1961, el Reglamento de Transporte permite el transporte de remesas que no satisfagan todos los requisitos que les sean específicamente aplicables, aunque únicamente en virtud de arreglos especiales. Los arreglos especiales se basan en el requisito de que el nivel total de seguridad resultante de un control operacional adicional debe ser por lo menos equivalente al que se obtendría si se hubieran cumplido todas las disposiciones aplicables (véase el párrafo 104.1). Puesto que no se satisfacen los requisitos reglamentarios normalmente aplicables, cada arreglo especial debe ser aprobado específicamente por todas las autoridades competentes del caso (es decir, se requiere la aprobación multilateral).

310.2. El concepto de arreglos especiales tiene por objeto dar flexibilidad a los remitentes para proponer medidas de seguridad alternativas, que sean efectivamente equivalentes a las estipuladas en el Reglamento de Transporte. Esto hace posible la creación de nuevos controles y técnicas para satisfacer a más largo plazo las necesidades existentes y nuevas de la industria, y la aplicación de medidas operacionales especiales para determinadas remesas cuando exista solamente un interés a corto plazo. De hecho, el papel de los arreglos especiales como posible medio para implantar y probar nuevas técnicas de seguridad que puedan asimilarse más adelante en disposiciones reglamentarias específicas es también vital para el desarrollo posterior del Reglamento de Transporte.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

310.3. Es evidente que durante el transporte pueden presentarse situaciones imprevistas, como por ejemplo, que un bulto sufra un pequeño daño o que no cumpla, en cierta manera, todos los requisitos pertinentes del Reglamento de Transporte, lo que requerirá la adopción de medidas. Un arreglo especial puede ser adecuado cuando no haya una preocupación inmediata por afecciones a la salud, la seguridad radiológica o la seguridad física. No se deberían exigir arreglos especiales para los casos de incumplimiento que requieran un transporte inmediato con el fin de poner la situación de incumplimiento bajo controles de salud y seguridad apropiados. Se considera que los procedimientos de respuesta a emergencias de la referencia [10] y los programas de verificación del cumplimiento de la referencia [14] constituyen, en la mayoría de los casos, mejores enfoques para acontecimientos imprevistos de este tipo.

310.4. Se puede procurar la aprobación en virtud de un arreglo especial en el caso de expediciones en que se hayan producido variaciones en las características típicas de un diseño de bulto que supongan la necesidad de aplicar medidas de seguridad compensatorias en forma de controles operacionales más rigurosos. En el párrafo 830.1 se incluyen detalles de posibles controles adicionales que pueden utilizarse en la práctica para este fin. La información suministrada para apoyar argumentaciones de seguridad equivalentes puede comprender datos cuantitativos, si se dispone de ellos, y abarcar desde un criterio ponderado y basado en la experiencia del caso hasta un análisis probabilista del riesgo.

310.5. En los Estados Miembros se ha recurrido a arreglos especiales en unas cien expediciones de componentes de grandes dimensiones generados por la sustitución o el desmantelamiento de componentes de instalaciones nucleares. Sobre la base de estas experiencias se prepararon las orientaciones incluidas en el apéndice VII con el objetivo de ayudar a los remitentes y las autoridades competentes a elaborar y evaluar las solicitudes de arreglos especiales para el transporte de componentes de grandes dimensiones.

CAPACITACIÓN

311.1. El suministro de información y capacitación forma parte integrante de todo sistema de protección radiológica. El grado de instrucción proporcionado debería estar en consonancia con la índole y el tipo de trabajo realizado. Los trabajadores que intervienen en el transporte de materiales radiactivos requieren capacitación relacionada con los riesgos radiológicos de su trabajo y la manera de minimizar estos riesgos en todas las circunstancias.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

311.2. La capacitación debería estar asociada con los puestos y las funciones específicos, con las medidas de protección concretas que deberían adoptarse ante un accidente o con el uso de determinados equipos. Debería incluir información general referente a la índole del riesgo radiológico y el conocimiento de la naturaleza de la radiación ionizante, sus efectos y su medición, según proceda. La capacitación debería considerarse como un compromiso continuo durante todo el período de empleo y entraña capacitación inicial y cursos de perfeccionamiento a intervalos apropiados. La eficacia de la capacitación debería comprobarse periódicamente.

311.3. Se ha publicado información sobre requisitos de capacitación específicos [15, 16].

312.1. La aplicación atinada de las reglamentaciones relativas al transporte de materiales radiactivos y la consecución de sus objetivos dependen en gran medida de que todas las personas interesadas reconozcan los riesgos inherentes y de que se tenga un conocimiento detallado del Reglamento de Transporte. Esto solo puede lograrse planificando y manteniendo debidamente programas de capacitación iniciales y reiterados dirigidos a todas las personas que intervienen en el transporte de materiales radiactivos.

312.2. Los párrafos 312, 313 y 315 se introdujeron en la edición de 2003 del Reglamento de Transporte. En la Reglamentación Modelo de las Naciones Unidas figuran requisitos similares [17]; estas disposiciones complementan un enfoque uniforme de la capacitación en la esfera del transporte de mercancías peligrosas.

312.3. Solo personas debidamente capacitadas deberían participar en el transporte de materiales radiactivos. Los puestos, así como las obligaciones y responsabilidades conexas, deberían indicarse claramente en las descripciones de las organizaciones del remitente, el transportista y el destinatario. También resulta conveniente especificar las obligaciones y responsabilidades de otro tipo de personal, como empleados de la autoridad competente, inspectores independientes y personal de emergencia, de modo que la capacitación pueda determinarse y concretarse.

312.4. Además de prever la capacitación de su propio personal, la autoridad competente debería especificar, según corresponda, la capacitación de otras personas relacionadas con el transporte de materiales radiactivos y participar en esa capacitación. Asimismo, la autoridad competente debería garantizar, por medio de su programa de verificación del cumplimiento y su monitorización

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

del sistema de gestión, que se reconozcan y satisfagan todas las necesidades de capacitación de las organizaciones que intervienen en el transporte.

312.5. Se puede obtener más orientación e información sobre la capacitación de todo el personal relacionado con el transporte de materiales radiactivos en el Vol. Nº 1 de la *Colección Cursos de Capacitación del OIEA* titulado *Safe Transport of Radioactive Material* [18].

315.1. Todas las organizaciones deberían mantener registros adecuados de los planes de capacitación y los resultados de cada uno de los participantes en los cursos de capacitación. También deberían conservarse registros según los requisitos aplicables del sistema de gestión, que la autoridad reguladora debería examinar o inspeccionar periódicamente. La finalidad principal de estos registros es:

a) proporcionar a la autoridad competente o el órgano regulador pruebas de las cualificaciones apropiadas de todas las personas cuyas funciones tengan relación con la seguridad, y pruebas de las autorizaciones necesarias;
b) facilitar documentación que pueda utilizarse en las revisiones del programa de capacitación para que puedan realizarse las acciones correctivas necesarias.

REFERENCIAS DE LA SECCIÓN III

[1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Discussion of and Guidance on the Optimization of Radiation Protection in the Transport of Radioactive Material, IAEA-TECDOC-374, IAEA, Vienna (1986).
[2] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Programas de protección radiológica para el transporte de materiales radiactivos, *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* Nº TS-G-1.3, OIEA, Viena (2011).
[3] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Protección radiológica ocupacional, *Colección de Normas de Seguridad* Nº RS-G-1.1, OIEA, Viena (1999).
[4] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad – Edición provisional, *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* Nº GSR Part3 (Interim), OIEA, Viena (2011).
[5] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Optimización de la protección radiológica en el control de la exposición ocupacional, *Colección Informes de Seguridad* Nº 21, OIEA, Viena (2004).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[6] NATIONAL RADIOLOGICAL PROTECTION BOARD, UK Guidance on Radiation Protection Programmes for the Transport of Radioactive Material, NRPB, Chilton, UK (2002).

[7] WILSON, C.K., The air transport of radioactive materials, Radiat. Prot. Dosim. **48** 1 (1993) 129–133.

[8] WILSON, C.K., SHAW, K.B., GELDER, R., "Radiation doses arising from the sea transport of radioactive materials", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 89 (Proc. Int. Symp. Washington, DC, 1989), Oak Ridge Natl Lab., TN (1989).

[9] FAIRBAIRN, A., The development of the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, At. Energy Rev. **11** 4 (1973) 843.

[10] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Planificación y preparación de medidas de respuesta a emergencias en los accidentes de transporte que afecten a materiales radiactivos, *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* Nº TS-G-1.2 (ST-3), OIEA, Viena (2009).

[11] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Preparación y respuesta a situaciones de emergencia nuclear o radiológica, *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, Nº GS-R-2, OIEA, Viena (2004).

[12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for the Safe Transport of Radioactive Material, IAEA Safety Standards Series No. TS-G-1.4, IAEA, Vienna (2008).

[13] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE NORMALIZACIÓN, Sistemas de gestión de la calidad. Requisitos, ISO 9001: 2008 (UNE-EN ISO 9001:2008), AENOR (2008).

[14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Compliance Assurance for the Safe Transport of Radioactive Material, IAEA Safety Standards Series No. TS-G-1.5, IAEA, Vienna (2009).

[15] COMISIÓN ECONÓMICA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EUROPA, COMITÉ DE TRANSPORTES INTERIORES, Acuerdo europeo relativo al transporte internacional de mercancías peligrosas por carretera (ADR), Edición 2007, Capítulo 8.2 y disposiciones especiales S11 y S12 del Capítulo 8.5, CEPE, Ginebra (2006).

[16] RIDDER, K., "The training of dangerous goods drivers in Europe", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 95 (Proc. Int. Symp. Las Vegas, 1995), United States Department of Energy, Washington, DC (1995).

[17] NACIONES UNIDAS, Recomendaciones relativas al Transporte de Mercancías Peligrosas: Reglamentación Modelo, Decimoséptima edición revisada (ST/SG/AC.10/1/Rev.17) (Capítulo 1.3), Naciones Unidas, Nueva York y Ginebra (2011).

[18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safe Transport of Radioactive Material, Training Course Series No. 1, IAEA, Vienna (2006).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Sección IV

LÍMITES DE ACTIVIDAD Y RESTRICCIONES SOBRE LOS MATERIALES

DISPOSICIONES GENERALES

401.1. Los números de las Naciones Unidas, de los cuales cada uno se asocia con el nombre descriptivo correspondiente de la expedición, tienen la función de identificar las mercancías peligrosas como asientos únicos para sustancias o artículos bien definidos o como asientos genéricos para grupos de sustancias o artículos bien definidos. Los números de las Naciones Unidas para los materiales radiactivos fueron acordados gracias a la cooperación internacional entre el Comité de Expertos de las Naciones Unidas sobre el Transporte de Mercaderías Peligrosas y el OIEA. El sistema de identificación por medio de números es preferible a otras formas de identificación basadas en símbolos o palabras debido a su relativa simplicidad desde el punto de vista de su reconocimiento internacional. Esta identificación puede utilizarse con muchos propósitos. Los números de las Naciones Unidas, que están armonizados con otras mercancías peligrosas, permiten la identificación rápida y adecuada de las mercancías radiactivas dentro del ámbito más amplio del transporte de mercancías peligrosas en general. Otro ejemplo es el uso de los números de las Naciones Unidas como única identificación en las operaciones de respuesta a emergencias. Cada uno de estos números puede asociarse a una única ficha de respuesta a emergencias, lo que permite que el personal encargado de la respuesta inicial, ante la inevitable ausencia de un especialista, disponga de una información genérica. Durante las primeras etapas de una emergencia, esta información ya elaborada puede ser más fácilmente accesible a un amplio grupo de personal no especializado encargado de prestar servicios de emergencia (véanse también los párrafos 546.1 a 546.5).

VALORES BÁSICOS DE LOS RADIONUCLEIDOS

402.1. La limitación de la actividad en el contenido de los bultos del Tipo A (A_1 para el material en forma especial y A_2 para el material en forma no especial) para cualquier radionucleido o combinación de radionucleidos se deduce sobre la base de las consecuencias radiológicas que se estiman como aceptables, tras el fallo de un bulto después de un accidente, conforme a los principios de protección radiológica. El método de obtención de los valores A_1 y A_2 se especifica en el apéndice I.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

402.2. En el Reglamento de Transporte no se estipulan límites en el número de bultos del Tipo A que puede llevar un medio de transporte. No es inusual que los bultos del Tipo A sean transportados juntos, a veces en grandes cantidades. Por consiguiente, es posible que en el caso de un accidente que entrañe este tipo de envíos, el término fuente sea mayor que la liberación producida por un solo bulto dañado. Sin embargo, se considera innecesario limitar el tamaño del término fuente potencial limitando el número de bultos del Tipo A en un medio de transporte. La mayoría de los bultos del Tipo A llevan una pequeña fracción de la cantidad de A_1 y A_2; de hecho, solamente un pequeño porcentaje de remesas de bultos del Tipo A tiene más actividad que el equivalente de un bulto del Tipo A con su máxima actividad permitida. En un estudio realizado en el Reino Unido [1] se concluyó que la actividad más alta cargada en un medio de transporte con muchos bultos del Tipo A era equivalente a menos de cinco bultos del Tipo A con su máxima actividad permitida. La experiencia indica también que los bultos del Tipo A se comportan bien en muchas de las condiciones de accidente. El conjunto de datos obtenidos en los Estados Unidos [2] y en el Reino Unido [3] durante cerca de 20 años ha proporcionado información sobre 22 accidentes relacionados con remesas múltiples de bultos del Tipo A. Solamente hubo liberación del contenido radiactivo en dos de estos sucesos. Ambos propiciaron emisiones del orden de 10^{-4} A_2. Otro ejemplo puede encontrarse en la descripción de un accidente que sucedió en los Estados Unidos en 1983 [4] con un vehículo que llevaba a bordo 82 bultos (del Tipo A y exceptuados) con una actividad total de aproximadamente 4 A_2. Se destruyeron dos bultos que emitieron materiales radiactivos con una actividad de aproximadamente 10^{-4} A_2.

402.3. El cuadro 2 del Reglamento de Transporte incluye límites de concentración de actividad y límites de actividad para remesas que pueden utilizarse para eximir materiales y remesas de los requisitos del Reglamento de Transporte, incluidos los requisitos administrativos aplicables. Si un material contiene radionucleidos cuya concentración de actividad o la actividad de la remesa es inferior a los límites del cuadro 2, la expedición de ese material está exenta (es decir, no se le aplica el Reglamento de Transporte (véase el párrafo 236)). Los principios generales para la exención [5] requieren que:

a) el riesgo de radiación para las personas producido por la práctica o la fuente exenta sea lo suficientemente bajo para no provocar ninguna inquietud desde el punto de vista reglamentario;
b) el impacto radiológico colectivo de la práctica o de la fuente exenta sea lo suficientemente bajo para no necesitar control reglamentario en las circunstancias imperantes;

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

c) las prácticas y las fuentes exentas sean intrínsecamente seguras, sin una probabilidad apreciable de que se produzcan situaciones que puedan llevar a un incumplimiento de los criterios a) y b).

402.4. Los valores de exención, en función de concentraciones de actividad y de actividad total, fueron obtenidos inicialmente para su inclusión en las NBS [5] sobre la base siguiente [6]:

a) una dosis efectiva individual de 10 μSv en un año, en condiciones normales;
b) una dosis colectiva de 1 Sv·persona en un año de la práctica, en condiciones normales.

Los valores de exención fueron obtenidos usando diferentes hipótesis y vías de exposición que no fueron explícitamente referenciados para el transporte de materiales radiactivos. No obstante, se realizaron cálculos adicionales para situaciones específicas de transporte [7]. Estos valores de exención específicos para el transporte fueron comparados con los valores de las NBS [5]. Se concluyó que las diferencias relativamente pequeñas entre ambos conjuntos no justificaban la incorporación en el Reglamento de Transporte de un sistema de valores de exención diferente del existente en las NBS, dado que el uso de diferentes valores de exención en distintas prácticas puede dar lugar a problemas en las interfaces y causar complicaciones legales y procesales.

402.5. Para los radionucleidos no incluidos en las NBS se calcularon valores de exención utilizando el mismo método [6].

402.6. En las NBS los valores de exención se derivan en función de las concentraciones de actividad y la actividad total y se presentan en el cuadro I-1 [5] de esa publicación. Los mismos valores de exención se reproducen en el Reglamento de Transporte, cuadro 2, Valores básicos de los radionucleidos.

402.7. Los valores de exención para la concentración de actividad deben aplicarse a los materiales radiactivos colocados dentro de un embalaje o dentro de un medio de transporte o sobre él.

402.8. Los valores de exención para la ‘actividad total’ se han establecido para el transporte de pequeñas cantidades de material cuya actividad total es poco probable que dé lugar a una exposición radiológica significativa cuando se transportan juntas, aun cuando se superen los valores de exención para la ‘concentración de actividad’. Por lo tanto, los valores de exención para la ‘actividad total’ se establecen más en función de la remesa que del bulto.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

402.9. Debe destacarse que, en el caso de los radionucleidos cuyas cadenas de desintegración se han tenido en cuenta (lo que indica la referencia a la nota b)), los valores de las columnas 4 y 5 del cuadro 2 del Reglamento de Transporte se relacionan con la actividad o la concentración de actividad del nucleido predecesor.

402.10. Los niveles de exención para las sustancias radiactivas están incorporados en la definición de los materiales radiactivos que figura en el párrafo 236 del Reglamento de Transporte.

DETERMINACIÓN DE LOS VALORES BÁSICOS DE LOS RADIONUCLEIDOS

403.1. En el caso de los radionucleidos que no están incluidos en el cuadro 2, las concentraciones de actividad del material exento y los límites de actividad de las remesas exentas se calcularán de conformidad con los principios enunciados en las NBS [5]. Con respecto a la metodología de las NBS (esquema sinóptico I), el material puede declararse exento sin ulterior examen siempre que en todas las circunstancias razonablemente previsibles, la dosis efectiva que se prevea que recibirá cualquier miembro del público del material exento sea del orden de 10 μSv o menos en un año. A fin de tener en cuenta situaciones de poca probabilidad, podría utilizarse un criterio diferente, a saber, que la dosis efectiva que se prevea que recibirá cualquier miembro del público en esas situaciones de poca probabilidad no exceda de 1 mSv en un año.

403.2. En el caso de instrumentos y artículos que cumplan los requisitos establecidos en el párrafo 423 c), se permiten valores básicos alternativos de los radionucleidos en relación con los límites de actividad de una remesa exenta con sujeción a su aprobación multilateral.

403.3. Se requiere la aprobación multilateral de los límites de actividad alternativos de una remesa exenta de instrumentos y artículos. En la solicitud que se presente a la autoridad competente con respecto a esos límites de actividad alternativos debería incluirse la información siguiente:

a) descripción del artículo, sus usos y beneficios previstos y el radionucleido o los radionucleidos incorporados. También debería indicarse la función para la que sirve el radionucleido o demostrarse que no puede evitarse la presencia del material radiactivo;

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

b) actividad máxima del radionucleido o los radionucleidos presentes en el artículo;
c) justificación de la elección de un radionucleido, en particular con respecto a otros radionucleidos que podrían tener menor toxicidad radiológica (por ejemplo, que emiten menos radiación penetrante y/o tienen un período más corto de semidesintegración). Debería justificarse el motivo por el que se ha elegido el material radiactivo con preferencia a otro no radiactivo;
d) formas química y física de los radionucleidos presentes en el artículo;
e) información detallada de la construcción y el diseño del artículo, particularmente en relación con la contención y el blindaje del radionucleido en condiciones de transporte rutinarias y desfavorables;
f) ensayos de calidad y procedimientos de verificación que se aplicarán a las fuentes radiactivas, los componentes y los productos terminados para garantizar que no se superen las cantidades máximas especificadas de material radiactivo (véase b)) o los niveles máximos de radiación especificados para el artículo (véase h)), y que los dispositivos se fabriquen con arreglo a las especificaciones del diseño;
g) descripción de los ensayos prototipo realizados para demostrar la integridad del producto en uso normal y los resultados de estos ensayos que indiquen un posible uso indebido y daños;
h) niveles máximos de radiación externa derivados del producto y medidas adoptadas para la verificación del cumplimiento;
i) número total de artículos que se prevé que se expidan por remesa y anualmente;
j) evaluaciones de dosis, incluso dosis individuales (por ejemplo, de conductores, manipuladores), y, si procede, dosis colectivas debidas a condiciones de transporte rutinarias y desfavorables basadas en valores pesimistas por tiempos de transporte.

404.1. En el caso de que los valores A_1 o A_2 tengan que ser calculados, deberían utilizarse los métodos mencionados en el apéndice I. Se han considerado dos situaciones. En primer lugar, para un radionucleido con una cadena de desintegración que incluye uno o más radionucleidos en equilibrio, en la cual los períodos de semidesintegración de todos los descendientes (hijos) son inferiores a 10 días y en que ningún radionucleido descendiente tiene un período de semidesintegración más largo que el del nucleido predecesor; y, en segundo lugar, para cualquier otra situación. En la primera situación solamente debería ser considerado el predecesor de la cadena porque se ha tenido en cuenta la contribución de los hijos al desarrollar los valores A_1/A_2 (véase el apéndice I), mientras que en la última situación, en consonancia con

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

el párrafo 405 del Reglamento de Transporte, todos los nucleidos deberían considerarse por separado y como una mezcla de radionucleidos.

405.1. Véase el apéndice I.

405.2. El plutonio procedente de reactores, recuperado del combustible irradiado de uranio poco enriquecido (menos del 5 % en U-235), constituye un ejemplo típico de una mezcla de radionucleidos en que se conoce la identidad y cantidad de cada componente. Los cálculos basados en el párrafo 405 del Reglamento de Transporte dan por resultado límites de actividad independientes de la abundancia de los radionucleidos del plutonio y del quemado comprendido en el intervalo de 10 000 a 40 000 MW·d/t. Dentro de este intervalo de grados de quemado, pueden utilizarse, hasta cinco años después de la recuperación, los siguientes valores para el plutonio procedente de reactores, teniendo en cuenta la acumulación de Am-241:

$A_1 = 20$ TBq

$A_2 = 3 \times 10^{-3}$ TBq

Es preciso señalar que estos valores pueden aplicarse solamente en el caso de plutonio separado del combustible gastado procedente de reactores térmicos, en que el combustible original comprenda uranio enriquecido hasta el 5 % en U-235 y el quemado esté en un intervalo que no sea inferior a 10 000 MW·d/t y no sea superior a 40 000 MW·d/t y en que la separación se haya efectuado menos de cinco años antes de haber finalizado la operación de transporte. También será necesario considerar por separado otros contaminantes del plutonio.

405.3. Solo se permite calcular la concentración de actividad del material exento si la mezcla es homogénea, ya que los modelos para determinar esas concentraciones de actividad se basan en el supuesto de que los isótopos están distribuidos de manera homogénea en todo el material. Las cuestiones relativas a la homogeneidad se examinan en los párrafos 409.5 y 409.10 a 409.14.

406.1. Para las mezclas de radionucleidos cuyas identidades sean conocidas, pero no se conozcan detalladamente sus respectivas actividades, se proporciona un método simplificado a los fines de determinar sus valores básicos. Esto es particularmente útil en lo que respecta a las mezclas de productos de fisión, que contienen casi invariablemente una proporción de nucleidos transuránicos. En este caso, el grupo estaría simplemente entre los emisores alfa y los otros emisores y se usaría el más restrictivo de los valores básicos respectivos

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de cada radionucleido dentro de cada uno de los dos grupos. Para determinar los límites de actividad del contenido es necesario conocer la actividad alfa total y la actividad restante. Empleando este método en particular para la mezcla de productos de fisión es posible tener en cuenta tanto el riesgo de los elementos transuránicos como el de los productos de fisión. Los riesgos relativos dependerán del origen de la mezcla (es decir, del origen del nucleido fisionable, del tiempo de irradiación, del tiempo de desintegración y posiblemente de los efectos del proceso químico).

406.2. En cuanto al uranio reprocesado, los valores A_2 pueden calcularse utilizando la ecuación para mezclas del párrafo 405, teniendo en cuenta las características físicas y químicas que probablemente se presenten en condiciones normales y de accidente. También quizás sea posible indicar que el valor A_2 es ilimitado demostrando que 10 mg de uranio tendrán menos actividad que la que da lugar a una dosis efectiva comprometida de 50 mSv para esa mezcla. Además, en la referencia [8] puede obtenerse información útil para calcular los valores A_2 en el caso del uranio reprocesado.

407.1. El cuadro 3 del Reglamento de Transporte proporciona datos por defecto para su uso a falta de datos conocidos. Los valores son los más bajos posibles dentro de los subgrupos alfa y beta/gamma. También se tienen en cuenta los valores A_1 de emisores de neutrones como Cf-252, Cf-254 y Cm-248.

407.2. En la edición de 1985 del Reglamento de Transporte el contenido radiactivo presentado en el cuadro II fue clasificado en dos grupos, “Solo se conoce la presencia de nucleidos emisores beta o gamma” y “Se sabe que existen nucleidos emisores alfa únicamente o no se dispone de ningún dato pertinente”. En la edición de 1996, el contenido radiactivo fue clasificado en tres grupos, “Solo se conoce la presencia de nucleidos emisores beta o gamma”, “Se sabe que existen nucleidos emisores alfa únicamente” y “No se dispone de ningún dato pertinente” considerando los valores A_1 de los emisores de neutrones. Sin embargo, la segunda descripción no era precisa porque todos los emisores alfa emiten rayos gamma o rayos X después que emiten las partículas alfa. En la edición de 2005 la segunda y la tercera descripciones fueron enmendadas para que dijeran, respectivamente, “Se sabe que existen nucleidos emisores alfa, pero no emisores de neutrones” y “Se sabe que existen nucleidos emisores de neutrones o no se dispone de datos pertinentes”.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CLASIFICACIÓN DE LOS MATERIALES

Materiales de baja actividad específica (BAE)

409.1. El preámbulo (véase el párrafo 226.3) no incluye un texto relativo a la distribución esencialmente uniforme de los radionucleidos en todo el material BAE. No obstante, en él se indica claramente que el material debería estar en tal forma que se le pueda asignar de manera significativa un valor medio de actividad específica. Considerando los materiales que realmente se transportan como BAE, se determinó que el grado de uniformidad de la distribución debería variar según la categoría de BAE. De esta manera se especifica para cada categoría de BAE un grado de uniformidad necesario (véase, por ejemplo, el párrafo 409 c) i)).

409.2. En la edición de 1985 del Reglamento de Transporte se introdujo la categoría BAE-I para designar los materiales de muy baja actividad específica. Estos materiales pueden transportarse sin embalar o en bultos industriales del Tipo 1 (Tipo BI-1), que están diseñados con unos requisitos mínimos (párrafo 623). Según el párrafo 409 a) i), los materiales BAE-I pueden consistir en: concentrados de minerales distintos del uranio o el torio (por ejemplo, concentrado de mineral de radio) si esos materiales no cumplen las disposiciones de exclusión enunciadas en el párrafo 107 f). En la edición de 1996 del Reglamento de Transporte la categoría BAE-I fue revisada para tener en cuenta:

a) la aclaración del alcance del Reglamento de Transporte en relación con minerales diferentes de los de uranio y torio, según el párrafo 107 f);
b) las sustancias fisionables en cantidades exceptuadas de los requisitos establecidos para los bultos que contengan sustancias fisionables, según el párrafo 417;
c) la implantación de nuevos niveles de exención con arreglo al párrafo 236.

En consecuencia, la definición de BAE-I fue modificada para:

a) incluir los minerales con radionucleidos naturales que no cumplan las disposiciones de exención enunciadas en el párrafo 107 f);
b) excluir las sustancias fisionables en cantidades no exceptuadas, según el párrafo 417 (párrafo 409 a) iii));
c) incorporar los materiales radiactivos en los cuales la actividad está distribuida uniformemente, en concentraciones hasta 30 veces el nivel de exención (párrafo 409 a) iv)).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Los materiales que contienen radionucleidos en concentraciones superiores a los niveles de exención tienen que ser regulados. Es razonable que los materiales que contengan radionucleidos hasta 30 veces el nivel de exención puedan quedar exentos de algunas partes del Reglamento de Transporte y ser asociados con la categoría de materiales BAE-I. El factor de 30 ha sido seleccionado para tener en cuenta el procedimiento de redondeo empleado para deducir los niveles de exención de las NBS [5] y asegurar razonablemente que el transporte de tales materiales no dé lugar a dosis inaceptables.

Para las operaciones de exportación/importación de estos materiales se considera que los niveles de liberación serían compatibles en los Estados exportadores e importadores. No obstante, cuando haya disparidades en los niveles de liberación de radiactividad de materiales sólidos, deberá establecerse una estrecha comunicación entre las autoridades competentes antes de que se efectúe la expedición. Sobre la base de la actividad superficial y/o de la actividad total de la expedición, debería enviarse un aviso por anticipado de los niveles de actividad, si son muy superiores a los de fondo, para garantizar que se acepte esa expedición.

409.3. La clasificación de los grupos de materiales BAE se estableció teniendo debidamente en cuenta el riesgo de la dosis de radiación de los materiales. Los materiales BAE-II o BAE-III pueden contener sustancias fisionables. Los materiales BAE-I solo pueden contener sustancias fisionables sujetas a las excepciones mencionadas en el párrafo 417.

409.4. Los materiales previstos para ser transportados como materiales BAE-II podrían incluir desechos de las operaciones de reactores nucleares que no estén solidificados, tales como resinas de baja actividad y lodos de filtros, líquidos absorbidos y otros materiales análogos procedentes de las operaciones del reactor y materiales similares procedentes de otras operaciones del ciclo del combustible. Asimismo, los materiales BAE-II podrían incluir muchos elementos de equipo activado procedentes de la clausura de centrales nucleares. Dado que los materiales de bultos BAE-II podrían incorporarse en el ser humano tras un accidente, el límite de actividad específica está basado en la incorporación de una cantidad de 10 mg por persona. Debido a que se acepta que los materiales BAE-II no estén uniformemente distribuidos (por ejemplo, frascos de centelleo, desechos hospitalarios y biológicos y desechos de clausura), la actividad específica permisible es significativamente inferior a la establecida para los materiales BAE-III. Por lo tanto, el valor de actividad específica permisible, inferior en un factor de 20 con respecto al límite correspondiente a los materiales

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

BAE-III, compensa los efectos de la concentración localizada del material no uniformemente distribuido.

409.5. Aunque algunos de los materiales que se consideran apropiados para incluirlos en la categoría BAE-III podrían considerarse como esencialmente distribuidos de modo uniforme (por ejemplo, los líquidos concentrados en una matriz de hormigón), otros materiales como las resinas solidificadas y los filtros de cartucho, si bien están distribuidos por toda la matriz, tienen un grado inferior de homogeneidad. La consolidación de estos materiales como un sólido monolítico, insoluble en agua y no inflamable, hace muy improbable que una parte importante de ellos llegue a adoptar una forma apta que pueda incorporarse en el cuerpo humano. El criterio recomendado tiene la finalidad de especificar el menor grado de distribución de la actividad.

409.6. Las disposiciones relativas a los materiales BAE-III tienen el objetivo principal de permitir determinados envíos de desechos radiactivos con una actividad específica media estimada superior a 10^{-4} A_2/g, límite fijado para los materiales BAE-II. El límite más alto de actividad específica de 2×10^{-3} A_2/g para los materiales BAE-III se justifica por lo siguiente:

a) la restricción de que esos materiales sean sólidos en una forma no fácilmente dispersable y, por lo tanto, la exclusión explícita de polvos, así como de líquidos o soluciones;
b) la necesidad de un ensayo de lixiviación para demostrar la suficiente insolubilidad del material cuando es expuesto a condiciones meteorológicas como la lluvia (véase el párrafo 601.2);
c) el mayor nivel de requisitos de los bultos industriales del Tipo 3 (Tipo BI-3) en las condiciones de uso no exclusivo, que es el mismo nivel de requisitos de los bultos del Tipo A para sólidos. En el caso de los bultos industriales del Tipo 2 (Tipo BI-2) (párrafo 521), la falta del ensayo de aspersión y del ensayo de penetración está compensada por el ensayo de lixiviación y por los controles operacionales en las condiciones de uso exclusivo, respectivamente.

409.7. El límite de actividad específica para materiales BAE-II líquidos de 10^{-5} A_2/g, que es un factor 10 veces más restrictivo que para sólidos, tiene en cuenta que la concentración del líquido puede incrementarse durante el transporte.

409.8. Un agente aglomerante sólido y compacto, como el hormigón, el bitumen, etc., que se mezcla con el material BAE, no se considera como

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

un material de blindaje externo. En este caso, el agente aglomerante puede disminuir el nivel de radiación superficial y puede tenerse en cuenta para determinar el valor medio de la actividad específica. Sin embargo, si los materiales radiactivos están rodeados por un material de blindaje externo, que en sí mismo no es radiactivo, como ilustra la figura 1, ese material de blindaje externo no debería ser considerado en la determinación de la actividad específica de los materiales BAE.

409.9. Para sólidos BAE-II y materiales BAE-III no incorporados dentro de un agente aglomerante sólido y compacto, el Reglamento de Transporte estipula que la actividad esté distribuida en todo el material. Esta disposición no establece requisitos sobre cómo debe estar distribuida la actividad en todo el material (es decir, la actividad no necesita estar uniformemente distribuida). No obstante, es importante reconocer que el concepto de limitación de la actividad específica estimada puede dejar de ser significativo si en un gran volumen la actividad está confinada claramente a un porcentaje reducido de ese volumen.

409.10. Es prudente establecer un método mediante el cual pueda juzgarse la importancia de la actividad media estimada. Existen varios métodos adecuados para este propósito en particular.

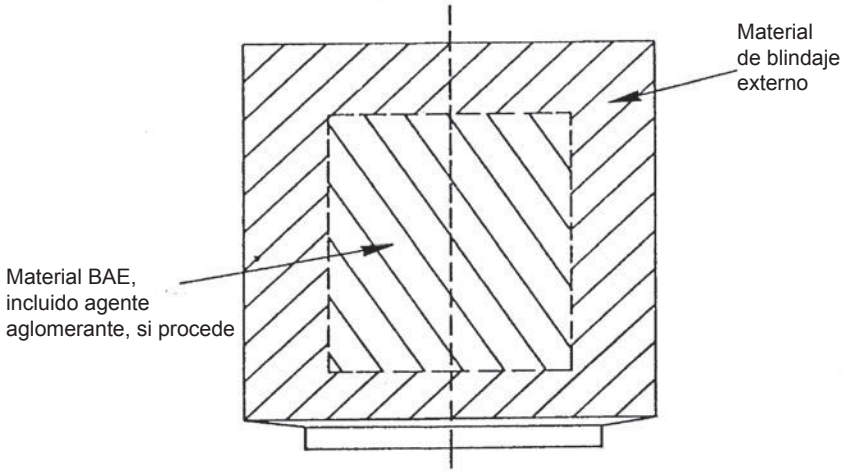


Fig. 1. Material de baja actividad específica rodeado por un volumen cilíndrico de material de blindaje no radiactivo.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

409.11. Un método sencillo para evaluar la actividad media es dividir el volumen ocupado por el material BAE en partes definidas y seguidamente evaluar y comparar la actividad específica de cada una de esas partes. No deberían ser preocupantes las diferencias en un factor inferior a 10 de la actividad específica entre las distintas partes. Con todo, no es preciso evaluar y comparar la actividad específica de cada una de estas partes siempre que la actividad específica media máxima en cualquiera de estas partes no exceda del límite de la actividad específica para los sólidos. Esto también es aplicable al párrafo 409.14.

409.12. Hay que actuar con buen criterio al seleccionar el tamaño de las partes que se habrán de evaluar. El método descrito en el párrafo 409.11 no debería utilizarse para volúmenes de material inferiores a 0,2 m^3. Para volúmenes de 0,2 m^3 a 1,0 m^3, el volumen debería dividirse en cinco y para un volumen mayor de 1,0 m^3, en 10 partes de aproximadamente el mismo tamaño.

409.13. Para los materiales BAE-III formados por materiales radiactivos dentro de un agente aglomerante sólido y compacto, se establece el requisito de que deben estar esencialmente distribuidos de manera uniforme en este agente. Como el requisito de que los materiales BAE-III deben estar 'esencialmente distribuidos de modo uniforme' es cualitativo, es necesario establecer métodos de evaluación del cumplimiento de ese requisito.

409.14. El método que se explica a continuación es un ejemplo aplicable a los materiales BAE-III que están esencialmente distribuidos de modo uniforme en un agente aglomerante sólido y compacto. El método consiste en dividir el volumen del material BAE, incluido el agente aglomerante, en varias partes. Deberían seleccionarse por lo menos 10 partes, de tal forma que el volumen de cada una de ellas no sea mayor de 0,1 m^3. Después debería determinarse la actividad específica de cada volumen (con mediciones, cálculos o una combinación de ambos). Se sugiere que no deberían ser preocupantes diferencias de actividad específica inferiores a un factor de tres entre las partes. Dado que el requisito de 'esencialmente distribuido de modo uniforme' se considera más restrictivo que el requisito de 'distribuido en todo el material', el factor de tres de este procedimiento es más restrictivo que el factor de diez sugerido en el párrafo 409.11.

409.15. Como consecuencia de la definición de los materiales BAE, se han especificado otros requisitos adicionales para:

a) la cantidad de materiales BAE en un único bulto en relación con el nivel de radiación externa del material sin blindaje (véase el párrafo 517);

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

b) la actividad total de materiales BAE en un único medio de transporte (véase el párrafo 522 y el cuadro 6 del Reglamento de Transporte).

Ambos requisitos pueden ser mucho más restrictivos que los requisitos básicos para materiales BAE incluidos en el párrafo 409. Esto puede observarse en el siguiente ejemplo teórico: si se supone que un bidón de 200 L está lleno con un material sólido combustible con una actividad específica media estimada de 2×10^{-3} A_2/g, parecería que este material podría ser transportado como BAE-III. Sin embargo, por ejemplo, si la densidad del material fuera de 1 g/cm^3, la actividad total en el bidón sería 400 A_2 [$(2 \times 10^{-3}$ A_2/g) (1 g/cm^3) (2 × 105 cm^3) = 400 A_2] y sería imposible su transporte como BAE-III, ya que el límite para el transporte en aguas interiores es de 10 A_2 y de 100 A_2 para otras modalidades de transporte (véase el cuadro 6 del Reglamento de Transporte). (Véase el párrafo 522.2.)

409.16. Los objetos tanto activados como radiactivos y contaminados no pueden considerarse como objetos contaminados en la superficie (OCS) (véase el párrafo 413.5). Sin embargo, tales objetos pueden calificarse como materiales BAE, puesto que un objeto que tiene actividad en todas sus partes y también una contaminación distribuida en sus superficies puede considerarse que cumple con el requisito de que la actividad esté uniformemente distribuida. Para calificar tales objetos como material BAE es necesario cerciorarse de que se cumplen los límites aplicables de actividad específica media estimada. Para determinar la actividad específica media deben considerarse todos los materiales radiactivos atribuidos al objeto, es decir, la actividad distribuida y la actividad de la contaminación en la superficie. También deben satisfacerse los requisitos adicionales al material BAE, según proceda.

409.17. La compactación del material no debería cambiar su clasificación. Para garantizarlo, al determinar la actividad específica media del material compactado no debería considerarse la masa del contenedor que haya quedado compactada con el material.

409.18. Véase también el apéndice I.

409.19. Si la actividad total del material BAE es tan baja que cumple con los límites de actividad para bultos exceptuados según los párrafos 422 a 426, el material BAE podrá ser transportado como bulto exceptuado siempre que se cumplan todos los requisitos y controles aplicables al transporte de bultos exceptuados (párrafos 515 y 516).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

411.1. Véanse los párrafos 517.1 y 522.1.

Objetos contaminados en la superficie (OCS)

413.1. En función del nivel de contaminación de los objetos contaminados en la superficie (OCS) se hace una diferenciación entre dos categorías que definen el tipo de embalaje que será necesario utilizar para su transporte. El Reglamento de Transporte proporciona suficiente flexibilidad para el envío sin embalar de objetos OCS-I o su envío en un bulto industrial (Tipo BI-1). El nivel de contaminación transitoria más alto permitido para los objetos clasificados como OCS-II exige el mayor grado de contención que proporcionan los bultos industriales del Tipo BI-2.

413.2. El modelo de OCS-I utilizado como justificación para los límites de contaminación fija y transitoria se basa en la hipótesis siguiente. Los objetos dentro de la categoría de objetos contaminados en la superficie son, entre otros, las partes de los reactores nucleares o de otros equipos del ciclo de combustible que han estado en contacto con el líquido refrigerante de los circuitos primario o secundario o con desechos derivados de los procesos, dando por resultado la contaminación de su superficie con mezclas de productos de fisión. Sobre la base de los niveles de contaminación permitidos para los emisores beta y gamma, un objeto con un área superficial de 10 m^2 habría podido recibir una contaminación fija de hasta 4 GBq y una contaminación transitoria de hasta 0,4 MBq. Para el transporte rutinario este objeto puede ser enviado sin embalar en la modalidad de uso exclusivo, pero es necesario someter el objeto a condiciones de seguridad (párrafo 520 a)) de tal manera que se garantice que no haya pérdida de materiales radiactivos desde el medio de transporte. Se supone que un objeto OCS-I y otra carga pueden verse afectados en un accidente de forma tal que se raspe el 20 % de la superficie del objeto OCS-I y que se libere el 20 % de la contaminación fija de esa superficie raspada. Se considera además que se desprende toda la contaminación transitoria. La actividad total así liberada serían 160 MBq para la contaminación fija y 0,4 MBq para la contaminación transitoria. Usando un valor A_2 de 0,02 TBq para mezclas de productos de fisión emisores beta y gamma, la actividad liberada es equivalente a 8×10^{-3} A_2. Se estima que tal accidente solamente podría ocurrir en el exterior, de modo que, en consonancia con el supuesto básico del sistema Q formulado para los bultos del Tipo A (véase el apéndice I), se considera adecuada una incorporación de 10^{-4} de los radionucleidos liberados para una persona en las proximidades del accidente. Esto daría lugar a una incorporación total de $0{,}8 \times 10^{-6}$ A_2. De esta forma, se proporciona un nivel de seguridad equivalente al de los bultos del Tipo A.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

413.3. El modelo para un objeto OCS-II es similar al establecido para un objeto OCS-I, aunque puede haber hasta 20 veces más contaminación fija y 100 veces más contaminación transitoria. Sin embargo, se requiere un bulto industrial (BI-2) para el transporte de los objetos OCS-II. La presencia de este tipo de bulto conllevará, en caso de producirse un accidente, una tasa de liberación similar a la de un bulto del Tipo A. Utilizando una tasa de fuga de 10^{-2} se produce una liberación total de radionucleidos emisores beta y gamma de 32 MBq debidos a la contaminación fija y de 0,4 MBq debidos a la contaminación transitoria, que equivalen a 2×10^{-3} A_2. Aplicando el mismo factor de incorporación que en el párrafo anterior, se llega a un producto de $0{,}2 \times 10^{-6}$ A_2 y se logra así un nivel de seguridad equivalente al de los bultos del Tipo A.

413.4. Si la actividad total de un OCS es tan baja que cumple con los límites de actividad fijados para bultos exceptuados según el párrafo 422 este podrá ser transportado como bulto exceptuado a condición de que se cumplan todos los requisitos y controles aplicables para el transporte de bultos exceptuados (párrafos 423, 424, 515 y 516).

413.5. Los OCS son, por definición, objetos que en sí mismos no son radiactivos, pero que tienen materiales radiactivos distribuidos en su superficie. Esta definición implica que los objetos que son radiactivos en sí mismos (por ejemplo, los objetos activados), y que también se contaminan, no pueden clasificarse como OCS. Sin embargo, tales objetos pueden considerarse como materiales BAE, siempre que cumplan con los requisitos especificados en la definición de materiales BAE. Véase el párrafo 409.16.)

413.6. Son ejemplos de superficies inaccesibles:

a) superficies internas de tuberías cuyos extremos pueden cerrarse de forma segura por métodos sencillos;
b) superficies internas de equipos de mantenimiento para las instalaciones nucleares, bloqueados o cerrados adecuadamente;
c) cajas de guantes con los orificios de acceso bloqueados.

413.7. En los párrafos 508.2 y 508.7 a 508.12 se indican las técnicas de medición con respecto a la contaminación fija y transitoria de los bultos y los medios de transporte. Estas técnicas son aplicables a los OCS. Sin embargo, para aplicar adecuadamente estas técnicas el remitente ha de conocer la composición de la contaminación.

414.1. Véanse los párrafos 517.1 y 522.1.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Sustancias fisionables

417.1. El párrafo 417 contiene disposiciones en virtud de las cuales las sustancias fisionables pueden quedar exceptuadas de la clasificación como FISIONABLES. Como tales, estas sustancias fisionables deben adherirse a las especificaciones mencionadas en las disposiciones y a un control de transporte mínimo como el estipulado en el párrafo 570 para garantizar la seguridad con respecto a la criticidad. Las disposiciones a) y b) siguen siendo las mismas que se establecen en la edición de 2009 del Reglamento de Transporte. No obstante, las incluidas en los apartados c) a e) son disposiciones nuevas que fijan un límite de masa permitida por bulto y remesa global (véase el párrafo 570) más restrictivo que el permitido en la edición de 2009 del Reglamento de Transporte. Los límites más restrictivos reflejan inquietudes acerca de posibles cuestiones de seguridad que podrían plantearse efectivamente con la acumulación de los bultos y/o remesas. Por ejemplo, la excepción histórica que permitía el transporte de 5 g de nucleidos fisionables en un volumen de 10 L no incluía el requisito de que la masa no fisionable dentro del volumen especificado contribuyera a garantizar la dilución de la masa. Por ejemplo, el transporte de 5 g de nucleidos fisionables dentro de un volumen de 10 L de polietileno podría plantear un riesgo potencial para el transporte de gran volumen y el polietileno también podría perderse fácilmente en un incendio durante un posible accidente. Las excepciones actuales establecidas en el párrafo 417 c) a e) permiten el transporte de pequeñas cantidades de masa fisionable por bulto y también limitan la masa de las remesas. Con todo, los valores de masa son aproximadamente un factor de 10 veces inferiores que los permitidos por la edición de 2009 del Reglamento de Transporte. Esta reducción importante de la masa se consideró que respondía positivamente a las preocupaciones con respecto a la acumulación potencial que podrían aplicar los remitentes en la práctica en caso de que no se aplicaran controles en el uso de un ISC. Lo dispuesto en el párrafo 417 f) permite que un Estado Miembro certifique que una sustancia fisionable específica queda exceptuada de la clasificación como FISIONABLE. No obstante, el certificado estará sujeto a su aprobación multilateral.

417.2. El remitente deberá garantizar que la masa de sustancia fisionable transportada en un bulto se encuentra en los límites de masa especificados en el párrafo 417c), d) o e) si se pretende que el bulto quede exceptuado de la clasificación como FISIONABLE. Si se superan los límites de masa, el material podría transportarse (sin la aprobación de la autoridad competente) en virtud del párrafo 674 pero tendría que consignarse un valor de ISC en la etiqueta del bulto, que se transportaría con el número de las Naciones Unidas y la descripción FISIONABLE.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

417.3. El límite del 1 % de enriquecimiento en U-235 del párrafo 417 a) es un valor redondeado ligeramente inferior al enriquecimiento mínimo en U-235 considerado como crítico para mezclas homogéneas infinitas de uranio y agua que se recoge en la publicación de Paxton y Pruvost [9]. El enriquecimiento máximo no debería superar el 1,0 % por masa. La homogeneidad a que se alude en el párrafo 417 a) tiene por objeto excluir la formación de un retículo de uranio ligeramente enriquecido en un medio moderador. Hay acuerdo en el sentido de que mezclas homogéneas y lodos son aquellos en que las partículas están distribuidas uniformemente en la mezcla y no tienen un diámetro mayor de 127 µm [10, 11]. En partículas mayores de 127 µm de ciertas mezclas se han observado efectos heterogéneos; por lo tanto, los transportistas de materiales como polvos con tamaños de gránulo que probablemente excedan de este valor deberían considerar si esta excepción resulta apropiada.

417.4. El límite de excepción recogido en el párrafo 417 b) exige que el nitrato de uranilo en solución tenga un enriquecimiento máximo en U-235 del 2 % de la masa de uranio. Este límite es ligeramente inferior al valor de enriquecimiento mínimo que da lugar a criticidad indicado por Paxton y Pruvost [9]. Esta excepción depende del embalaje apropiado del nitrato de uranilo, que resulta necesario debido a sus propiedades corrosivas. El criterio fundamental que se tiene en cuenta es que este material debería protegerse de efectos ambientales que modifiquen la relación nitrógeno/uranio (N/U) en condiciones de transporte normales.

417.5. El propósito del párrafo 417 c) es establecer una excepción para la clasificación de cantidades limitadas de uranio enriquecido en U-235 como máximo al 5 % en masa. El límite de masa por bulto seguirá permitiendo que se envíen muestras de UF_6 como se ha hecho tradicionalmente. Suponiendo un contenido de 10 g de UF_6 por tubo de muestra y 10 tubos por bulto, el valor de masa máximo por bulto sería de 3,5 g, dando por sentado un enriquecimiento en masa del 5 % o menos en U-235. En el párrafo 570 c) se especifica un límite de 45 g por remesa para el transporte de estos bultos. Este límite de la remesa es aproximadamente 1/20 del valor de la masa que proporciona un margen adecuado de subcriticidad (véase el cuadro 13 del Reglamento de Transporte) y casi 1/10 del límite por remesa establecido en la edición de 2009 del Reglamento de Transporte. El límite de masa del bulto con arreglo a esta disposición corresponde a un valor del ISC de 1,0 si se aplica la fórmula del párrafo 674 a) y a un valor del ISC de 0,4 si se aplica la fórmula del párrafo 674 b). No obstante, en una remesa solo se permitirían 13 bultos con 3,5 g como máximo.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

417.6. En el párrafo 417 d) se aplican los mismos conceptos para la seguridad que en el párrafo 417 c): un límite de masa muy reducido de 2 g por bulto y el control del transporte según lo dispuesto en el párrafo 570 d), lo que limita la masa por remesa a 15 g. Este párrafo tiene la finalidad de posibilitar el envío de pequeñas muestras de sustancias fisionables no irradiadas o irradiadas (por ejemplo, combustible gastado para fines de investigación o ensayo). La expedición de muestras ambientales (menos de 2 g) con masas desconocidas de sustancias fisionables es otro ejemplo de la necesidad de esta disposición. Se dedujo que el valor de masa de 2 g por bulto era compatible con la proporción relativa de los valores de masa consensuados que se utilizan como valores subcríticos de masa del cuadro 13. Así pues, la proporción de 2 g que se indica en esta disposición con respecto a los 3,5 g mencionados en el párrafo 417 c) es aproximadamente la misma que la proporción de los valores correspondientes de masa de uranio consignados en el cuadro 13. Los límites de masa del bulto corresponden a los valores del ISC que van de 0,4 (fórmula del párrafo 674 b) para U-235) a 1,1 (fórmula del párrafo 674 a) para U-235). Debido a las propiedades radiactivas del Pu-239, los valores de masa superiores a 0,5 g sin duda tendrían que ser transportados en bultos del Tipo B(U) y del Tipo B(M); por tanto, suponiendo 2 g por bulto, el valor superior del ISC, correspondiente al párrafo 674 b), sería 0,7. En consecuencia, se justifica permitir el mismo límite para todos los nucleidos fisionables sobre la base del requisito de que el embalaje sea de alta integridad si la masa de Pu que vaya a transportarse es superior a 0,5 g aproximadamente. Una vez más, el límite por remesa de 15 g impuesto al remitente en consonancia con el párrafo 570 d) supondrá que solo se permitirán en una remesa 7 bultos con 2 g como máximo por bulto.

417.7. El párrafo 417 e) posibilita que se conceda a los remitentes una excepción para la expedición en uso exclusivo de hasta 45 g de nucleidos fisionables en un medio de transporte. El requisito del control del transporte (en uso exclusivo) se establece en el párrafo 570 e). Esta disposición podrá utilizarse para el material embalado y sin embalar, como pequeños volúmenes de desechos. Esta es la única disposición del Reglamento de Transporte que permite el transporte de sustancias fisionables sin embalar. La inclusión del uso exclusivo limita considerablemente la aplicabilidad (sobre todo en el transporte aéreo), por lo que se debe aplicar lo dispuesto en el párrafo 417 c) y d) en la mayoría de los envíos de materiales que de otro modo podrían transportarse aplicando el párrafo 417 e).

417.8. El párrafo 417 f) es un concepto totalmente nuevo introducido en el Reglamento de Transporte para que los Estados Miembros puedan aplicar una disposición mediante la cual las sustancias fisionables definidas específicamente puedan quedar exceptuadas de la clasificación como FISIONABLES siempre

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

que la autoridad competente certifique que el material está exento de riesgos sobre la base de los requisitos del párrafo 606. Esta disposición es necesaria porque los procesos del ciclo del combustible nuclear que utilizan los Estados Miembros suelen diferenciarse suficientemente de la producción de una variedad de sustancias fisionables de muy bajo riesgo. La serie de metodologías empleadas para tratar los desechos da origen a una diversidad de sustancias fisionables de características muy diferentes pero normalmente con el mismo bajo nivel de riesgo de criticidad. La experiencia de las últimas dos décadas ha demostrado que no es posible elaborar especificaciones o requisitos generales en que pueda agruparse correctamente toda la serie de sustancias fisionables de bajo riesgo detectadas. La incorporación de especificaciones para cada una de las numerosas excepciones conocidas sería prohibitiva en el Reglamento de Transporte. El envío de material exceptuado conforme al párrafo 417 f) por un Estado Miembro debe contar con la aprobación multilateral del transporte hacia un Estado o a través de su territorio. Un ejemplo de excepción específica de un Estado Miembro se puede encontrar en las reglamentaciones de los Estados Unidos (10 CFR 71.15 b),c)) [12] (véase el párrafo 606.7.)

418.1. Es importante que la sustancia fisionable presente en un bulto cumpla con la especificación del contenido aprobada para ese bulto y determinada directamente en las reglamentaciones o en los certificados de aprobación, ya que la seguridad con respecto a la criticidad puede ser sensible a la cantidad, el tipo, la forma y la configuración de las sustancias fisionables, de cualquier veneno neutrónico fijo y/o de otra sustancia no fisionable incluida en el contenido.

418.2. En lo referente a los diseños y materiales de bultos aprobados con arreglo al párrafo 606, debería tenerse especial cuidado en incluir en la descripción del contenido autorizado cualesquiera materiales (por ejemplo, receptáculos internos, materiales de embalaje, piezas de centrado) o impurezas significativas que posible o intrínsecamente puedan estar presentes en el bulto. Es importante que se cumpla con la cantidad de sustancias fisionables especificada en el certificado de aprobación porque cualquier cambio podría causar un factor de multiplicación neutrónica más alto debido a la presencia de más material fisionable o, en el caso de una menor cantidad de material fisionable, podría permitir posiblemente una reactividad más alta causada por una alteración en la moderación óptima del agua (por ejemplo, en el certificado tal vez se deba exigir que se envíen intactos los elementos combustibles completos, sin quitar ninguna aguja). Incluir sustancias fisionables u otros radionucleidos no autorizados en el bulto puede tener un efecto imprevisto en la seguridad con respecto a la criticidad (por ejemplo, sustituir U-235 por U-233 puede generar un factor de multiplicación más alto). De igual forma, cargar la misma cantidad de sustancias fisionables en una

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

distribución heterogénea u homogénea puede modificar notablemente el factor de multiplicación. En los sistemas de uranio poco enriquecido, una disposición heterogénea del material en forma de retículo da lugar a una reactividad más alta que una distribución homogénea de la misma cantidad de material.

Hexafluoruro de uranio

420.1. El límite de masa del hexafluoruro de uranio en un bulto cargado se especifica con objeto de prevenir un exceso de presión durante el llenado y el vaciado. Este límite debería basarse en la temperatura máxima de trabajo del cilindro para el hexafluoruro de uranio, el volumen interno mínimo certificado para el cilindro, una pureza mínima del hexafluoruro de uranio del 99,5 % y un margen de seguridad mínimo del 5 % de volumen libre cuando el hexafluoruro de uranio está en estado líquido a la temperatura máxima de trabajo [13]. En las normas ASTM-C787 y ASTM-C996 [14, 15] se incluyen especificaciones relativas al hexafluoruro de uranio comercial; estas imponen una pureza del hexafluoruro de uranio del 99,5 %.

420.2. El requisito de que el hexafluoruro de uranio se presente para el transporte en forma sólida, con una presión interna del cilindro inferior a la presión atmosférica, se estableció como un método operacional seguro que brinda el máximo margen de seguridad posible en el transporte. Por lo general, los cilindros se llenan con hexafluoruro de uranio a presiones superiores a la presión atmosférica en condiciones gaseosas o líquidas. Hasta que se enfría y se solidifica el hexafluoruro de uranio, cualquier fallo del sistema de contención en el cilindro o del correspondiente sistema de llenado de la planta podría originar una emisión peligrosa del hexafluoruro de uranio. Con todo, puesto que el punto triple del hexafluoruro de uranio es 64 °C a la presión atmosférica normal de $1{,}013 \times 10^5$ Pa, si el hexafluoruro de uranio se presenta para el transporte en un estado térmico estacionario, en forma sólida, es improbable que durante las condiciones normales del transporte supere la temperatura del punto triple.

420.3. El cumplimiento del requisito de que el hexafluoruro de uranio se presente para el transporte en forma sólida, con una presión interna del cilindro inferior a la presión atmosférica, asegura que:

a) la manipulación del cilindro, antes y después del transporte, en condiciones de transporte normales, se desarrolle con el mayor margen de seguridad en relación con el comportamiento del bulto;
b) la capacidad estructural del bulto sea máxima;

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

c) el límite de contención del bulto funcione adecuadamente. El cumplimiento de este requisito impide que se presenten para el transporte cilindros que no se hayan enfriado correctamente después de la operación de llenado.

420.4. En la referencia [13] se especifican los criterios anteriormente citados para establecer los límites de llenado y los límites específicos de llenado de los cilindros que contienen hexafluoruro de uranio, los más utilizados en el mundo. Los límites de llenado de cualquier otro cilindro que contenga hexafluoruro de uranio deberían establecerse aplicando estos criterios, y en lo que respecta a cualquier cilindro que requiera la aprobación de la autoridad competente, debería incluirse, en la documentación de seguridad que se someta a su aprobación, el análisis que establezca el límite de llenado y el valor del límite de llenado. Para un límite seguro de llenado debería tenerse en cuenta el volumen interno del hexafluoruro de uranio cuando esté caliente, en forma líquida, y, además, se debería prever un espacio vacío (es decir, el volumen de gas) sobre el líquido dentro del contenedor.

420.5. El hexafluoruro de uranio muestra una expansión significativa al pasar de fase sólida a líquida. El hexafluoruro de uranio se expande en un 47 % de sólido a 20 °C a líquido a 64 °C (desde 0,19 cm^3/g hasta 0,28 cm^3/g). Además, el hexafluoruro de uranio líquido se expande un 10 % más sobre la base del volumen sólido (desde 0,28 cm^3/g en el punto triple hasta 0,3 cm^3/g) cuando se calienta de 64 °C a 113 °C. Como consecuencia de ello, puede ocurrir otro aumento importante de volumen del hexafluoruro de uranio entre la temperatura mínima de llenado y las temperaturas más altas. Por lo tanto, el diseñador y el operador deberían extremar su cuidado en la instalación donde se llenen los cilindros de hexafluoruro de uranio para cerciorarse de que no se supere el límite de llenado seguro del cilindro. Esto es especialmente importante, ya que si no se tiene el suficiente cuidado, la cantidad de material que puede introducirse en un cilindro podría sobrepasar en mucho el límite seguro de llenado a la temperatura que normalmente se transfiere el hexafluoruro de uranio a los cilindros (es decir, a temperaturas de cerca de 71 °C). Por ejemplo, un cilindro de 3964 L, con un límite de llenado de 12 261 kg, puede aceptar hasta 14 257 kg de hexafluoruro de uranio a 71 °C. Cuando se caliente por encima de 71 °C, el hexafluoruro de uranio líquido llenaría totalmente el cilindro y podría deformar hidráulicamente el cilindro y romperlo. Cantidades de hexafluoruro de uranio superiores a 14 257 kg romperían el cilindro si se calentara por encima de 113 °C. La ruptura hidráulica es un fenómeno bien conocido y debería prevenirse cumpliendo los límites de llenado establecidos, que se basan en el volumen mínimo certificado del cilindro y en la densidad del hexafluoruro de uranio a 121 °C para todos los cilindros, o en la máxima temperatura de diseño del cilindro [16].

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

420.6. Antes de la expedición de un cilindro de hexafluoruro de uranio, el remitente debería verificar que su presión interna está por debajo de la presión atmosférica, midiéndola con una sonda de presión u otro dispositivo que indique convenientemente la presión. Ello está en consonancia con la norma ISO 7195 [13], que indica que para demostrar la idoneidad del cilindro para el transporte de hexafluoruro de uranio debería ejecutarse un ensayo de presión en frío por debajo de la presión atmosférica. Según la norma ISO 7195, un cilindro de hexafluoruro de uranio no debería ser transportado a menos que se demuestre que la presión interna tiene un vacío parcial de $6{,}9 \times 10^4$ Pa. En el procedimiento de uso del bulto debería especificarse la presión máxima permitida por debajo de la atmosférica, que se haya medido de esa manera y que sea aceptable para realizar la expedición, e incluirse en la documentación los resultados de esta medición. Este ensayo previo a la expedición debería realizarse también con sujeción a procedimientos aprobados del sistema de gestión.

420.7. El motivo de que se introdujera el número de las Naciones Unidas 3507 en el Reglamento de Transporte fue facilitar las expediciones de pequeñas muestras de hexafluoruro de uranio. No estaba claro antes en qué condiciones de la clase 7 o la clase 8 debían realizarse los envíos de estos bultos.

420.8. En los envíos de pequeñas cantidades de hexafluoruro de uranio inferiores a 0,1 kg, normalmente de muestras, se permiten embalajes exceptuados. El transporte de la pequeña cantidad de hexafluoruro de uranio debe estar en conformidad con el párrafo 419 b) (número de las Naciones Unidas 3507) y los requisitos sobre el contenido y las condiciones del material establecidos en el párrafo 420 a) a c) del Reglamento del Transporte.

CLASIFICACIÓN DE LOS BULTOS

Clasificación como bultos exceptuados

422.1. Los límites fijados para el contenido de materiales radiactivos de los bultos exceptuados son tales que el riesgo de radiactividad asociado a una liberación total del contenido de esos bultos es comparable al riesgo que plantearía la fuga de parte del contenido de un bulto del Tipo A (véase el apéndice I).

422.2. El límite básico de actividad para el material sólido en forma no especial que puede transportarse en un bulto exceptuado es 10^{-3} A_2. Este límite para un bulto exceptuado fue obtenido suponiendo que el 100 % del contenido radiactivo podría fugarse durante un accidente. La actividad máxima que escaparía

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

en tal caso (es decir, $10^{-3}A_2$) es comparable con la fracción de contenido que se supone que puede fugarse de un bulto del Tipo A en los modelos dosimétricos empleados para determinar los valores A_2 (véase el apéndice I).

422.3. En los materiales sólidos en forma especial es muy escasa la probabilidad de fuga de cualquier material radiactivo dispersable. Así, si la radiotoxicidad fuera el único riesgo que habría que tener en cuenta, podrían aceptarse límites mucho más altos de actividad para los materiales sólidos en forma especial presentes en bultos exceptuados. Sin embargo, la naturaleza de la forma especial no proporciona ninguna protección adicional en lo que se refiere a la radiación externa. Por lo tanto, los límites para bultos exceptuados que contengan material en forma especial se basan en A_1 más que en A_2. El límite básico seleccionado para el material sólido en forma especial es 10^{-3} A_1. Esto limita la tasa de dosis externa equivalente del material en forma especial sin blindaje a una milésima de la tasa utilizada para determinar los valores A_1.

422.4. Para los materiales gaseosos los argumentos son semejantes a las utilizadas para los sólidos y los límites básicos para bultos exceptuados con materiales gaseosos son por tanto también de 10^{-3} A_2 para el material en forma no especial y de 10^{-3} A_1 para el material en forma especial. Cabe señalar que en el caso de gases elementales los límites por bulto son extremadamente pesimistas porque la derivación de A_2 como referencia incorpora en sí misma un supuesto de una dispersión del 100 % (véase el apéndice I).

422.5. El tritio en forma gaseosa se ha enumerado por separado porque el valor real de A_2 para el tritio es mucho mayor de 40 TBq, que es el máximo valor que generalmente se aplica para los valores A_2. El valor de 2×10^{-2} A_2 es conservador en comparación con otros gases, incluso teniendo en cuenta la conversión del tritio en agua tritiada.

422.6. En el caso de los líquidos se ha aplicado un factor de seguridad adicional de 10 porque se considera que hay una mayor probabilidad de derrame durante un accidente. El límite básico para bultos exceptuados con material líquido se fija por tanto en 10^{-4} A_2.

422.7. Los bultos exceptuados no pueden clasificarse como FISIONABLES. Si el bulto exceptuado contiene sustancias fisionables, este deberá cumplir con una de las disposiciones mencionadas en el párrafo 417 a) a f).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

422.8. Para los envíos de menos de 0,1 kg de hexafluoruro de uranio, véanse también los párrafos 420.7 y 420.8, así como el párrafo 618 del Reglamento de Transporte.

423.1. Se permiten límites diferentes de los límites básicos cuando los materiales radiactivos se alojan dentro de un instrumento o forman parte de un instrumento u otro artículo fabricado con un grado adicional de protección contra la fuga de materiales en caso de accidente. En la mayoría de los casos ese grado de protección adicional se determina como un factor de 10, llegando así a límites para tales artículos que son 10 veces más altos que los límites básicos. El factor de 10 que se emplea para este caso, así como los utilizados en otras variaciones de los límites básicos, se han establecido basándose en la práctica.

423.2. En el caso de los gases, no hay ese grado de protección adicional, de modo que los límites para instrumentos y artículos fabricados que contienen fuentes gaseosas son los mismos que los límites para los bultos exceptuados en que el material gaseoso que contienen no está incluido en un instrumento o en un artículo.

423.3. El embalaje reduce la probabilidad de que se dañe el contenido y de que los materiales radiactivos en forma sólida o líquida se fuguen del bulto. Por consiguiente, los límites para bultos exceptuados con instrumentos y artículos fabricados que incorporen fuentes sólidas o líquidas se han fijado en 100 veces el límite individual por artículo o instrumento.

423.4. En los bultos con instrumentos y artículos que contengan fuentes gaseosas el embalaje puede proporcionar cierta protección contra los daños, pero no reducirá perceptiblemente la fuga de ningún gas que pueda escaparse dentro de él. Por lo tanto, para los bultos exceptuados que contengan instrumentos y artículos que incorporen fuentes gaseosas los límites se han fijado solamente en 10 veces el límite individual por artículo o instrumento.

423.5. Lo dispuesto en el párrafo 423 b) permite la exención del marcado independiente de cada producto de consumo. En esa situación es preciso que el bulto lleve la marca ‘Radiactivo’ en su superficie interna de modo que al abrir el bulto se vea fácilmente y con claridad la identificación del contenido radiactivo.

423.6. Para el transporte por correo, la especificación de una décima de los límites pertinentes incluidos en la columna 3 del cuadro 4 se aplica solamente al bulto exceptuado y no a los artículos que contiene.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

424.1. Véanse los párrafos 422.2 a 422.6.

426.1. Los artículos fabricados de uranio natural o empobrecido son por definición BAE-I y, por lo tanto, tendrían que ser normalmente transportados en un bulto industrial. Sin embargo, pueden ser transportados en bultos exceptuados, siempre que los materiales se encuentren dentro de una envoltura inactiva, hecha de metal u otro material resistente. Se espera que esa envoltura prevenga la oxidación o la abrasión, absorba toda la radiación alfa y reduzca los niveles de radiación beta y el riesgo potencial de contaminación.

Requisitos suplementarios y controles para el transporte de embalajes vacíos

427.1. Los embalajes vacíos que alguna vez contuvieron materiales radiactivos presentan escasos riesgos siempre que se limpien a fondo para reducir los niveles de contaminación transitoria interna a 100 veces los niveles especificados en el párrafo 508 a) del Reglamento de Transporte, que tengan un nivel de radiación externa en la superficie por debajo de 5 µSv/h (véase el párrafo 516) y que estén en buenas condiciones para que puedan volver a cerrarse con seguridad (véase el párrafo 427 a)). En estas condiciones los embalajes vacíos pueden transportarse como bultos exceptuados.

427.2. Los siguientes ejemplos describen situaciones en que no es aplicable el párrafo 427:

a) Un embalaje vacío que no pueda cerrarse con seguridad debido a un daño u otros defectos mecánicos puede expedirse por otros medios que cumplan con las disposiciones del Reglamento de Transporte; por ejemplo, en virtud de las condiciones de un arreglo especial;
b) Un embalaje vacío que contenga materiales radiactivos residuales o una contaminación interna por encima de los límites de contaminación transitoria, según lo especificado en el párrafo 427 c) debería expedirse solamente con la categoría de bulto que sea adecuada a la cantidad y la forma de la radiactividad residual y la contaminación.

427.3. La determinación de la actividad interna residual en el interior de un embalaje ‘vacío’ que haya contenido materiales radiactivos puede ser una tarea difícil (véase el párrafo 427(c)). Para ello, además de los frotamientos directos

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

(frotis) pueden utilizarse otros métodos o combinaciones de métodos, entre los que se incluyen:

a) la medición en bruto de la actividad;
b) la medición directa de los radionucleidos;
c) la contabilidad de los materiales, por ejemplo, por cálculos de 'diferencia', conociendo la actividad o la masa del contenido y la actividad o la masa extraídas al vaciar el bulto.

Sea cual fuere el método o combinación de métodos que se utilice, debería tenerse cuidado en prevenir la exposición excesiva e innecesaria del personal durante el proceso de medición. Debería prestarse atención especial a posibles altos niveles de radiación cuando se abra el sistema de contención de un embalaje vacío.

427.4. Durante el vaciado de los embalajes de hexafluoruro de uranio suelen acumularse restos de material residual. Estos restos no son generalmente de hexafluoruro de uranio puro, sino que consisten en otros materiales (impurezas) que no se subliman tan fácilmente como el hexafluoruro de uranio (por ejemplo, UO_2F_2, descendientes del uranio, productos de fisión y elementos transuránicos). Al vaciar el bulto se deberían tomar medidas que aseguren que se cumplan los requisitos del párrafo 427 si se está expidiendo como embalaje vacío y durante la recarga hay que cerciorarse de que los niveles de radiación locales debidos a los restos no sean excesivamente altos, que en los documentos de transporte se tengan en cuenta esos restos y que la combinación del contenido de hexafluoruro de uranio y los restos satisfagan los requisitos aplicables al material. Puede ser necesaria una adecuada evaluación y limpieza antes de cada vaciado o recarga con objeto de satisfacer los requisitos reglamentarios. Para obtener información adicional véanse las referencias [13, 16] y el párrafo 546.5.

427.5. El propósito de las etiquetas es proporcionar información sobre el contenido actual de los bultos. Cualquier etiqueta referente al contenido anterior que no haya sido retirada podría dar una información incorrecta.

Clasificación de bultos del Tipo A

429.1. Véase el párrafo 402.1.

430.1. La fórmula que figura en el párrafo 430 puede utilizarse para mezclas de radionucleidos y también para radionucleidos por separado que contenga un bulto único del Tipo A (véase también el párrafo I.86).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Clasificación de bultos del Tipo B(U), el Tipo B(M) o el Tipo C

433.1. Para que los bultos del Tipo B(U) y del Tipo B(M) puedan transportarse por vía aérea, los límites de contenido se restringen al más bajo de 3000 A_1 o de 100 000 A_2 para materiales en forma especial, y de 3000 A_2 para todos los demás materiales radiactivos.

433.2. El límite de 3000 A_2 para los materiales radiactivos en forma no especial se estableció tomando en consideración el trabajo sobre análisis de riesgos de Hubert y otros [17] referente al comportamiento de bultos del Tipo B(U) en accidentes de transporte aéreo. Asimismo, es también la cantidad umbral a partir de la cual se requiere la aprobación de la expedición de bultos del Tipo B(M).

433.3. En relación con el límite de contenido radiactivo de los materiales radiactivos en forma especial, del sistema Q se desprende que el valor de 3000 A_1 fue adoptado como límite para esos materiales en paralelo con el límite de contenido radiactivo de 3000 A_2. Sin embargo, para ciertos emisores alfa la relación entre A_1 y A_2 puede ser tan alta como 10^4, lo que se traduciría en posibles cargas efectivas de materiales en forma no dispersable por bulto de 3×10^7 A_2. Esto se consideró como un nivel excesivamente alto de contenido radiactivo, particularmente si en un accidente muy grave los materiales radiactivos en forma especial se destruyeran parcialmente. Se dio por sentado que la similitud entre el ensayo de impacto para los materiales radiactivos en forma especial y el ensayo de impacto de los bultos del Tipo B(U) o del Tipo B(M) supone que puede esperarse que la forma especial posibilite una reducción de 100 veces la liberación de los materiales radiactivos, comparable a un bulto del Tipo B(U) o del Tipo B(M), lo que permite que aumente la fuente en un factor de 100 000 A_2 a 300 000 A_2. En consecuencia, se adoptó el valor de 100 000 A_2 como una estimación conservadora.

433.4. Los materiales radiactivos en forma no dispersable o sellados dentro de una cápsula metálica resistente presentan un riesgo mínimo de contaminación, aunque todavía existe el riesgo directo de irradiación. La protección adicional que brinda la definición “de forma especial” es suficiente para transportar materiales radiactivos en forma especial en un bulto del Tipo B(U) por vía aérea, con una actividad del nucleido en forma especial de hasta 3000 A_1, pero no más de 100 000 A_2. Estudios franceses han indicado que algunos materiales radiactivos en forma especial, aprobados con arreglo a las actuales normas, pueden conservar su función de contención en las condiciones de ensayo que representan accidentes aéreos [17].

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

REFERENCIAS DE LA SECCIÓN IV

[1] AMERSHAM INTERNATIONAL, communication with the National Radiological Protection Board provided inventory data of packages aboard conveyances (1986).

[2] FINLEY, N.C., McCLURE, J.D., REARDON, P.C., WANGLER, M., "An analysis of the consequences of accidents involving shipments of multiple Type A radioactive material packages", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 89 (Proc. Int. Symp. Washington, DC, 1989), Oak Ridge Natl Lab., TN (1989).

[3] GELDER, R., MAIRS, J.H., SHAW, K.B., "Radiological impact of transport accidents and incidents in the United Kingdom over a twenty year period", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 86 (Proc. Int. Symp. Davos, 1986), IAEA, Vienna (1987) 371–380.

[4] MOHR, P.B., MOUNT, M.E., SCHWARTZ, M.E., "A highway accident involving radiopharmaceuticals near Brookhaven, Mississippi on December 3, 1983", Rep. UCRL 53587 (NUREG/CR 4035), Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1985).

[5] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad – Edición provisional, *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* Nº GSR Part 3 (Interim), OIEA, Viena (2011).

[6] COMISIÓN EUROPEA, Principios y métodos para establecer concentraciones y cantidades (valores de exención) por debajo de los cuales la Directiva europea no exige notificación, Protección radiológica n° 65, Luxemburgo (1993).

[7] FRANCOIS, P., et al., "The application of exemption values to the transport of radioactive materials", IRPA 9 (Proc. Ninth IRPA Int. Congr. Vienna, 1996), Vol. 4, IRPA, Vienna (1996) 674.

[8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Interim Guidance for the Safe Transport of Reprocessed Uranium, IAEA-TECDOC-750, IAEA, Vienna (1994).

[9] PAXTON, H.C., PRUVOST, N.L., Critical Dimensions of Systems Containing U-235, Pu-239 and U-233, Rep. LA-10860-MS, Los Alamos Natl Lab., NM (1987).

[10] AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, Nuclear Criticality Control and Safety of Plutonium–Uranium Fuel Mixtures Outside Reactors, Rep. ANSI/ANS-8.12-1987; R1993; R2002 (R = Reaffirmed), American Nuclear Society, La Grange Park, IL (2002).

[11] LOS ALAMOS NATIONAL LABORATORY, The Nuclear Criticality Safety Guide, Rep. LA-12808, Los Alamos Natl Lab., NM (1996).

[12] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Exemption from Classification as Fissile Material, 10 CFR 71.15, US Government Printing Office, Washington, DC (2013).

[13] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Nuclear Energy — Packaging of Uranium Hexafluoride (UF6) for Transport, ISO 7195:2005, ISO, Geneva (2005).

[14] AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS, Standard Specification for Uranium Hexafluoride for Enrichment, ASTM-C787-06, ASTM, Philadelphia, PA (2006).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[15] AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS, Standard Specification for Uranium Hexafluoride Enriched to Less than 5% ^{235}U, ASTM-C996-04e1, ASTM, Philadelphia, PA (2004).

[16] UNITED STATES ENRICHMENT CORPORATION, Reference USEC-651, USEC, Washington, DC (1998).

[17] HUBERT, P., et al., Specification of Test Criteria and Probabilistic Approach: The Case of Plutonium Air Transport Probabilistic Safety Assessment and Risk Management, PSA 87, Verlag TÜV, Cologne (1987).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Sección V

REQUISITOS Y CONTROLES APLICABLES AL TRANSPORTE

REQUISITOS ANTES DE LA PRIMERA EXPEDICIÓN

501.1. El remitente de una expedición de materiales radiactivos debería garantizar que el embalaje se ha fabricado en cumplimiento de las especificaciones de diseño y el certificado de aprobación correspondiente (véase el párrafo 547 sobre la certificación o declaración de expedición que debe presentar el remitente).

501.2. Para garantizar el transporte seguro de los materiales radiactivos se han establecido en el Reglamento de Transporte requisitos generales relativos al sistema de gestión (párrafo 306) y a la verificación del cumplimiento (párrafo 307). También se han establecido requisitos de inspección específicos para verificar el cumplimiento, en el caso de las características de los embalajes que revisten especial importancia desde el punto de vista de la integridad de los bultos y de la seguridad radiológica, así como de la criticidad nuclear. Estos requisitos se refieren a la realización de inspecciones tanto antes de la primera expedición como antes de cada expedición.

501.3. En la fase de diseño del bulto deberían prepararse documentos con objeto de definir cómo se deben cumplir plenamente los requisitos para cada embalaje fabricado. Cada uno de los documentos que se requieran debería ser autorizado (por ejemplo, rubricado) por las personas directamente responsables de cada etapa de la fabricación. Deberían registrarse determinados valores, aunque se encuentren dentro de sus tolerancias. Los documentos cumplimentados deberían archivarse de conformidad con los requisitos del sistema de gestión (véase el párrafo 306).

501.4. En los sistemas de contención con una presión de diseño superior a 35 kPa, debería confirmarse que el sistema de contención es suficiente tal como está fabricado. Esta verificación puede realizarse, por ejemplo, mediante un ensayo. En los embalajes con válvulas de llenado/venteo, estos orificios pueden utilizarse para someter el sistema de contención a su presión de diseño. Si el sistema de contención no está dotado de esas infiltraciones, el recipiente y su cierre pueden requerir ensayos por separado con dispositivos especiales. Durante estos ensayos debería evaluarse la integridad de los sellos o cierres herméticos mediante los procedimientos establecidos para la utilización normal del bulto.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

501.5. Al realizar los ensayos e inspecciones de los embalajes tras la fabricación con el fin de evaluar la eficacia del blindaje de los bultos del Tipo B(U), Tipo B(M) y Tipo C y de los que contienen sustancias fisionables, los componentes del blindaje pueden comprobarse mediante un ensayo de irradiación del conjunto completo. No es preciso que la fuente de radiación para este ensayo sea el mismo material que se pretende transportar, pero deberían adoptarse precauciones para que las propiedades del blindaje queden debidamente evaluadas en relación con la energía, el espectro de energía y el tipo de radiación. Debería prestarse también especial atención a la homogeneidad de los materiales del embalaje y a la posibilidad de que se produzcan incrementos localizados del nivel de radiación en las uniones. En las referencias [1, 2] y en los párrafos 659.14 a 659.19 se incluyen métodos de ensayo de la integridad del blindaje de un bulto contra la radiación.

501.6. La integridad de la contención debería evaluarse realizando los correspondientes ensayos de tasa de fugas (véanse los párrafos 659.1 a 659.12 y 659.21 a 659.24).

501.7. En la inspección de un embalaje para comprobar sus características de transferencia de calor debería realizarse una comprobación dimensional, además de prestarse especial atención a los orificios de ventilación, el coeficiente de emisión superficial, la capacidad de absorción y la continuidad de las trayectorias de conducción. Los ensayos de comprobación, que normalmente pueden ser necesarios solo para un determinado prototipo de bulto, pueden realizarse utilizando calentadores eléctricos en lugar de una fuente radiactiva.

501.8. Los componentes del embalaje que sean importantes desde el punto de vista de la seguridad con respecto a la criticidad deben ser inspeccionados y/o ensayados después de la fabricación y antes de la primera expedición. Con objeto de garantizar que los componentes del sistema del confinamiento del embalaje están fabricados y montados según el diseño, debería realizarse una inspección dimensional y material de los correspondientes componentes del embalaje, así como de sus soldaduras. En los ensayos se adoptarán con frecuencia medidas para garantizar la presencia y distribución adecuada de los venenos neutrónicos, según lo expuesto en el párrafo 501.9.

501.9. En los casos en que la seguridad con respecto a la criticidad dependa de la presencia de absorbentes neutrónicos, es preferible que el absorbente neutrónico sea una parte sólida e integrante del embalaje. A estos efectos, no se incluyen las soluciones absorbentes o los absorbentes que son solubles en agua porque no puede asegurarse su presencia permanente. Debería garantizarse,

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

bien confirmándolo mediante un procedimiento establecido o bien mediante ensayos, que la presencia y distribución del absorbente neutrónico dentro de los componentes de embalaje se ajusten a las hipótesis formuladas en la evaluación de seguridad con respecto a la criticidad. No siempre es suficiente garantizar simplemente la cantidad del material absorbente neutrónico porque la distribución de los absorbentes neutrónicos dentro de un componente del embalaje o dentro del contenido del embalaje en sí mismo puede tener un efecto significativo en el factor de multiplicación neutrónica del sistema. Al verificar la concordancia con la evaluación de seguridad con respecto a la criticidad deberían considerarse las incertidumbres asociadas a la técnica de confirmación.

501.10. Véase más información en las referencias [3 a 5].

REQUISITOS ANTES DE CADA EXPEDICIÓN

502.1. El remitente de un envío de materiales radiactivos debería asegurar que el contenido del bulto cumple con las disposiciones aplicables del Reglamento de Transporte y el certificado de aprobación correspondiente (véase el párrafo 547 sobre la certificación o declaración que debe presentar el remitente).

502.2. Si los embalajes se van a utilizar con materiales para los que no se diseñaron originalmente, tendrá que realizarse otra evaluación de esos materiales y, según proceda, obtenerse la aprobación de la autoridad competente. Tal vez pueda adoptarse un enfoque graduado, en consonancia con el tipo de bulto.

502.3. No siempre se dispone de una lista exhaustiva de radionucleidos del combustible gastado o los desechos. Ahora bien, el contenido deberá cumplir con el contenido evaluado para el diseño del bulto.

503.1. Antes de cada expedición el remitente debería asegurar que el bulto se ha preparado para su envío en cumplimiento de las disposiciones aplicables del Reglamento de Transporte y el certificado de aprobación correspondiente (véase también el párrafo 547 en relación con la certificación o declaración de expedición que debe presentar el remitente).

503.2. Además de los requisitos impuestos por el Reglamento de Transporte para ciertos bultos antes de su primera expedición y antes de cada expedición de cualquier bulto, el remitente debería garantizar que solo se utilicen los accesorios de elevación apropiados durante la expedición y verificar que se ha demostrado la estabilidad térmica y de la presión.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

503.3. Los procedimientos de inspección y ensayo deberían elaborarse de manera que se asegure que se satisfagan los requisitos de embalaje. Este cumplimiento debería documentarse como parte del sistema de gestión (véase el párrafo 306). Cuando los bultos que contengan materiales radiactivos se hayan almacenado durante períodos prolongados, deberían llevarse a cabo comprobaciones adecuadas para verificar que cumplen las disposiciones aplicables del Reglamento de Transporte y el certificado de aprobación antes de la expedición. Estas comprobaciones podrían formar parte de un programa destinado a supervisar periódicamente el comportamiento del embalaje en almacenamiento provisional, que puede demorar muchos años.

503.4. El certificado de aprobación del bulto es la prueba de que el diseño de un bulto determinado cumple con los requisitos reglamentarios y que el bulto puede utilizarse para el transporte. El remitente tiene la responsabilidad de asegurar que cada bulto cumpla con lo estipulado en el certificado de aprobación y con las disposiciones aplicables del Reglamento de Transporte. La persona directamente encargada de esta operación debería documentar y autorizar (con su firma) las comprobaciones realizadas para confirmar que el bulto cumple con las reglamentaciones aplicables y que está preparado para ser transportado. Deberían registrarse los valores específicos, aunque se encuentren dentro de sus tolerancias, y compararse con los resultados de ensayos anteriores, de modo que se pueda distinguir cualquier indicio de deterioro. Los documentos cumplimentados deberían archivarse de conformidad con los requisitos del sistema de gestión (véase el párrafo 306).

503.5. Los certificados de aprobación de los bultos que contienen sustancias fisionables indican el contenido autorizado del bulto (véanse los párrafos 418 y 838). Antes de cada expedición debería verificarse que el contenido de sustancias fisionables cumple con las características indicadas en el listado de contenido autorizado. Deberían hacerse inspecciones y/o ensayos adecuados para comprobar la presencia, localización correcta y/o la concentración de los venenos neutrónicos u otros dispositivos de control de la criticidad que sean extraíbles y que estén específicamente permitidos por el certificado. No se consideran para este propósito las soluciones absorbentes o los absorbentes que son solubles en agua, ya que no puede garantizarse su presencia permanente. El procedimiento o los ensayos de verificación deberían garantizar que la presencia, la localización correcta y/o la concentración del absorbente neutrónico o de los dispositivos de control dentro del bulto sean acordes con las consideradas en la evaluación de la seguridad con respecto a la criticidad. No siempre es suficiente garantizar simplemente la cantidad del material de control porque la distribución dentro del bulto puede tener un efecto importante en la reactividad del sistema.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

503.6. Deberían elaborarse y aplicarse procedimientos detallados para asegurar que el bulto cargado ha alcanzado las condiciones de estabilidad, para lo cual se medirá la temperatura y la presión durante un período definido. En el desarrollo de cualquier ensayo debería garantizarse que el método seleccionado proporcione la sensibilidad requerida y no degrade la integridad del bulto. La disconformidad con los requisitos de diseño aprobados debería quedar completamente documentada y ser comunicada a la autoridad competente que aprobó el diseño.

503.7. Para garantizar el cumplimiento del criterio de estanqueidad requerido, cada bulto del Tipo B(U), del Tipo B(M) y del Tipo C debería ser ensayado después que se cierre y antes del transporte. Algunas autoridades nacionales pueden permitir un procedimiento de verificación del conjunto, seguido por un ensayo de estanqueidad que sea menos riguroso, de manera que se ofrezca una confianza equivalente en cuanto al cumplimiento de las condiciones de diseño. Un ejemplo de un procedimiento de verificación del conjunto sería:

> *En primer lugar, inspeccionar y/o ensayar exhaustivamente el sistema de contención completo del embalaje vacío. Seguidamente puede cargarse el contenido radiactivo en el embalaje y solo los elementos de cierre que fueron abiertos durante la carga deben ser inspeccionados y/o ensayados como parte del procedimiento de verificación del conjunto.*

Con respecto a los bultos cuya contención la proporcionen los materiales radiactivos en forma especial, el cumplimiento puede demostrarse mediante la posesión de un certificado elaborado en el marco de un sistema de gestión que demuestre la estanqueidad de la fuente correspondiente. Si se prevé aplicar este procedimiento, debería consultarse a la autoridad competente del país de que se trate.

503.8. Los requisitos de ensayo de estanqueidad de los bultos del Tipo B(U), del Tipo B(M) y del Tipo C, incluidos los ensayos que se realicen, su frecuencia y sensibilidad, se basan en las tasas de fuga máximas permisibles y en las tasas de fuga normalizadas calculadas para el bulto, en las condiciones de transporte normales y de accidente, según se especifica en la norma ISO 12807 [5]. Para algunos bultos del Tipo B(U), del tipo B(M) o del tipo C tal vez no sea necesario un ensayo de estanqueidad de muy alta sensibilidad antes de la salida de la expedición, lo que dependerá, por ejemplo, del material que contenga el bulto y de la tasa de fuga relativa permisible. Un ejemplo de ese tipo de material podría ser uno que excediera del límite de actividad específica para el material BAE-II, pero que no llegara a calificarse como BAE-III. Las características físicas

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de tal material podrían ser, entre otras, una concentración de actividad limitada y una forma física que reduzca la capacidad de dispersión del material. Los bultos que lleven ese material pueden requerir ensayos de estanqueidad previos a la expedición, pero estos ensayos pueden ser simples y directos, como ensayos cualitativos de gas y de burbuja de jabón o ensayos cuantitativos de descenso o incremento de la presión de gas, conforme a lo establecido en la norma ISO 12807 [5] o la norma ANSI N.14.5-1977 [4].

503.9. En la medición especificada en el párrafo 677 b) debería verificarse que el combustible nuclear irradiado esté dentro del ámbito de las condiciones que en la evaluación de seguridad con respecto a la criticidad se ha demostrado que cumplen los criterios expuestos en los párrafos 673 a 685. Normalmente las condiciones primordiales que se proponen para la evaluación de seguridad del combustible nuclear irradiado con un enriquecimiento conocido son el grado de quemado y las características de desintegración y, como tales, estos son los parámetros que deberían verificarse en la medición. La técnica de medición debería depender de la probabilidad de que se haga una carga incorrecta del combustible, así como del margen subcrítico disponible debido a la irradiación. Por ejemplo, a medida que aumente el número de elementos combustibles de diverso grado de irradiación almacenados en la piscina del reactor y se incremente el tiempo entre la descarga y la expedición, aumentará la probabilidad de una carga incorrecta. De igual forma, si se usa un grado de irradiación de 10 GW·d/MTU en la evaluación de la criticidad, pero el certificado de diseño del bulto no permite la carga en el bulto de combustible de menos de 40 GW·d/MTU, puede ser adecuada una verificación de la medición del grado de irradiación aplicando una técnica que tenga una gran incertidumbre. Sin embargo, si se utiliza un grado de irradiación de 35 GW·d/MTU en la evaluación de la criticidad, la técnica de medición para verificar la irradiación debería ser mucho más fiable. Deberían especificarse claramente en el certificado de aprobación los criterios de medición que deberían cumplirse para que un material irradiado pueda ser cargado y/o transportado. (Véase la referencia [6] para obtener información sobre procedimientos de medición en uso).

503.10. En el certificado de aprobación deberían determinarse los requisitos necesarios para el cierre de un bulto que contenga sustancias fisionables teniendo en cuenta los supuestos considerados en la evaluación de seguridad con respecto a la criticidad en relación con el agua que pueda entrar en un solo bulto en aislamiento (véase el párrafo 680). Deberían hacerse inspecciones y/o ensayos para comprobar que se han cumplido todas las medidas especiales para prevenir la entrada de agua.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

TRANSPORTE DE OTRAS MERCANCÍAS

505.1. El propósito de este requisito es prevenir la contaminación radiactiva de otras mercancías. (Véanse los párrafos 513.1 a 513.4 y 514.1).

506.1. Si se permite que entren en contacto, las mercancías peligrosas pueden reaccionar entre sí. Esto podría ocurrir, por ejemplo, como resultado de la fuga de una sustancia corrosiva o de un accidente que ocasione una explosión. Para reducir al mínimo la posibilidad de que los bultos que contienen materiales radiactivos pierdan la integridad de la contención debido a la interacción del bulto con otras mercancías peligrosas, deberían mantenerse separados de otras cargas peligrosas durante su transporte o almacenamiento. El grado de separación requerido se establece generalmente por los diferentes Estados o las organizaciones de transporte competentes (OMI, OACI, etc.).

506.2. En los documentos de reglamentación del transporte de las organizaciones internacionales del transporte [7 a 14] y en las disposiciones enunciadas en los documentos de reglamentación de los Estados se incluye información sobre requisitos específicos aplicables al almacenamiento, estiba y separación. Debido a que estas reglamentaciones y disposiciones se enmiendan con frecuencia, deberían consultarse las últimas ediciones para comprobar los requisitos más recientes.

OTRAS PROPIEDADES PELIGROSAS DEL CONTENIDO

507.1. El Reglamento de Transporte provee un nivel aceptable de control de los riesgos de radiación y de criticidad asociados al transporte de los materiales radiactivos. Con una excepción (el hexafluoruro de uranio), el Reglamento de Transporte no abarca los riesgos que pueden deberse a la forma físico-química en la cual se transportan los radionucleidos. En algunos casos, tales riesgos secundarios pueden superar los riesgos radiológicos. Por lo tanto, el cumplimiento de las disposiciones del Reglamento de Transporte no libera a sus usuarios de la necesidad de considerar todas las otras características potencialmente peligrosas del contenido.

507.2. En la edición de 1996 del Reglamento de Transporte se incluyen por primera vez disposiciones sobre los requisitos de embalaje del hexafluoruro de uranio, basados en sus dos riesgos pertinentes (es decir, el radiológico/criticidad y el químico). El hexafluoruro de uranio es la única materia para

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

la cual se han considerado tales riesgos secundarios en la formulación de las disposiciones de este Reglamento del Transporte (véase el párrafo 631).

507.3. En las Recomendaciones de las Naciones Unidas relativas al Transporte de Mercancías Peligrosas [15] se clasifican todos los materiales radiactivos en la clase 7. En el caso de los materiales radiactivos presentes en bultos exceptuados, toman precedencia las otras propiedades peligrosas. En las Recomendaciones de las Naciones Unidas se estipulan ensayos de resistencia de los embalajes de todas las mercancías peligrosas y se clasifican como sigue:

Clase 1 — Explosivos;
Clase 2 — Gases (comprimidos, licuados, licuados refrigerados y disueltos);
Clase 3 — Líquidos inflamables;
Clase 4 — Sólidos inflamables; sustancias que pueden experimentar combustión espontánea; sustancias que, en contacto con agua, desprenden gases inflamables;
Clase 5 — Sustancias oxidantes, peróxidos orgánicos;
Clase 6 — Sustancias tóxicas e infecciosas;
Clase 7 — Materiales radiactivos;
Clase 8 — Sustancias corrosivas;
Clase 9 — Sustancias y objetos peligrosos diversos.

507.4. Además de cumplir con los requisitos del Reglamento del Transporte por sus propiedades radiactivas, las remesas radiactivas deben ajustarse a los requisitos especificados por las organizaciones internacionales de transporte competentes y las disposiciones aplicables adoptadas por los Estados para cualesquiera otras características peligrosas. Esto incluye, por ejemplo, los requisitos sobre el etiquetado y sobre la información que se deberá consignar en los documentos de transporte, y puede también incluir otros requisitos sobre el diseño del bulto y las aprobaciones de las autoridades correspondientes.

507.5. Cuando los requisitos de embalaje especificados para un riesgo secundario por las organizaciones internacionales de normalización competentes sean más estrictos que los indicados en el Reglamento de Transporte para el riesgo radiológico, serán los requisitos para el riesgo secundario los que se establezcan como criterio de referencia [15].

507.6. Los bultos pueden incluirse en el campo de aplicación de los códigos sobre recipientes a presión de los Estados Miembros interesados cuando los materiales radiactivos se transporten bajo presión o cuando pueda crearse presión interna durante el transporte, en las condiciones de temperatura especificadas

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

en el Reglamento de Transporte, o cuando los bultos se presuricen durante su llenado o descarga.

507.7. En las Recomendaciones de las Naciones Unidas [15] se estipula la ejecución de ensayos de resistencia para embalajes de mercancías con características peligrosas diferentes de la radiactividad.

507.8. Las etiquetas adicionales que advierten de riesgos secundarios deberían fijarse según lo que especifiquen las reglamentaciones nacionales e internacionales de transporte.

507.9. Las reglamentaciones promulgadas por las organizaciones internacionales de transporte, así como por cada Estado Miembro, se enmiendan con frecuencia, por lo que debería consultarse sus ediciones en vigor a fin de comprobar las disposiciones complementarias aplicables con respecto a los riesgos secundarios.

REQUISITOS Y CONTROLES RELATIVOS A LA CONTAMINACIÓN Y A LOS BULTOS QUE PRESENTEN FUGAS

508.1. En el Reglamento de Transporte se establecen límites para la contaminación transitoria en las superficies de los bultos y los medios de transporte en condiciones de transporte rutinarias (véase el párrafo 106). Los límites para las superficies de los bultos se derivan de un modelo radiológico elaborado por Fairbairn [16] para la edición de 1961 del Reglamento de Transporte. En resumen, las vías de exposición eran la irradiación beta externa de la piel, la ingestión y la inhalación del material en suspensión. El examen de los radionucleidos se limitaba a los más peligrosos utilizados habitualmente, a saber, el Pu-239 y el Ra-226, entre los emisores alfa, y el Sr-90 entre los emisores beta. Estos límites derivados se corresponden con los valores que eran normalmente aceptados para las zonas de trabajo de laboratorios e instalaciones y que, por tanto, eran conservadores en el contexto de los bultos de transporte, en relación con los cuales se esperaba que los tiempos de exposición y de manipulación de los trabajadores fueran mucho menores que los de los trabajadores de laboratorios o de instalaciones en funcionamiento. Desde que se adoptó ese modelo, y aunque ha habido cambios en los parámetros de protección radiológica, no se han modificado los límites de contaminación en el transporte.

Debido a las cuestiones de la contaminación del bulto de combustible gastado y del medio de transporte que se plantearon en Europa en 1998 y 1999, el OIEA

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

puso en marcha un PCI sobre la contaminación transitoria en la superficie, cuyos resultados se dieron a conocer en la publicación IAEA-TECDOC-1449 [17]. El PCI elaboró el modelo básico para evaluar las dosis anuales de los trabajadores y el público debidas a la contaminación transitoria en la superficie de los bultos.

En una de las conclusiones del documento de la referencia [17] se indica que los límites de contaminación mencionados en el párrafo 508 son de carácter conservador, sobre todo en lo que respecta a las expediciones de bultos de combustible nuclear irradiado. No obstante, se tomó la decisión de mantener los límites conservadores establecidos para la contaminación transitoria en la superficie externa de cualquier bulto.

508.2. En el caso de bultos contaminados con un emisor alfa, la vía de exposición que generalmente determina un límite derivado para la contaminación es la inhalación del material en resuspensión procedente de las superficies de los bultos. El valor del factor aplicable de resuspensión (en Bq/cm^3 por Bq/cm^2) es incierto, aunque la investigación sobre el asunto fue revisada en un informe publicado en 1979 [18]. La amplia gama de valores divulgados sobrepasa el valor de 5×10^{-5}/m recomendado por el OIEA para uso general [19], que tiene en cuenta la probabilidad de que solo pueda estar en forma respirable una fracción de la actividad en resuspensión. En la mayoría de los casos el nivel de contaminación transitoria es medido indirectamente frotando un área conocida con un papel de filtro o una bola de lana de algodón seca o de otro material semejante. Es habitual suponer que la actividad en el frotis representa solamente el 10 % de la contaminación transitoria total presente en la superficie. La fracción de actividad arrastrada en el frotis incluirá la actividad que más fácilmente puede llegar a quedar en resuspensión. La actividad restante en la superficie representa la contaminación que es menos susceptible de quedar en resuspensión. Se considera adecuado aplicar un factor de resuspensión del orden de 10^{-5}/m a la cantidad total de contaminación transitoria presente en los bultos de transporte. En un período anual de exposición de 1000 horas, en una atmósfera que contenga contaminación en resuspensión procedente de las superficies de bultos contaminados con Pu-239 a 0,4 Bq/cm^2 y si se utiliza un factor de resuspensión de 10^{-5}/m, la dosis efectiva anual sería del orden de 2 mSv. En el caso de que la contaminación fuera con Ra-226, la dosis efectiva anual sería de 0,1 mSv aproximadamente. Para la mayoría de los emisores beta/gamma la vía de exposición que determinaría el límite derivado es la exposición de las células basales de la piel. En las recomendaciones de la CIPR 1990 [20] se mantienen 7 mg/cm^2 como la profundidad nominal de las células basales, pero se prolonga el intervalo de profundidad de 2 a 10 mg/cm^2. Varios estudios [21 a 23] proporcionan factores de conversión de tasa de dosis a una profundidad

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

nominal de 7 mg/cm^2 y para el intervalo de 5 a 10 mg/cm^2. La piel contaminada con Sr-90/Y-90 a 4 Bq/cm^2 durante 8 horas por día laborable daría lugar a una dosis equivalente en piel de cerca de 20 mSv/a anuales, que debería compararse con el límite anual de 500 mSv [24]. Esto supone un factor de transferencia entre las superficies del bulto y la piel igual a uno.

508.3. En la práctica, la contaminación que aparece fija puede llegar a ser transitoria como resultado de los efectos atmosféricos, la manipulación, etc. En la mayoría de los casos, cuando los bultos pequeños se contaminan levemente en las superficies externas, la contaminación es casi enteramente eliminable o transitoria, lo que debería tenerse en cuenta en los métodos de medición. Sin embargo, esto no sucede por fuerza en algunas situaciones, como por ejemplo, en el caso de contenedores de combustible que pudieran haber estado sumergidos en el agua contaminada de la piscina mientras se cargaban con el combustible irradiado. Contaminantes tales como el Cs-137 pueden adherirse fuertemente a las superficies de acero o penetrar en ellas. La contaminación puede quedar ocluida en los poros, fisuras y grietas, particularmente en la proximidad de los sistemas de sellado de la tapa. La posterior meteorización, la exposición a la lluvia o incluso la exposición a condiciones ambientales de humedad en el aire pueden provocar que alguna contaminación fija se desprenda o llegue a ser transitoria. Es necesario que antes del envío se tenga la precaución de utilizar métodos de descontaminación adecuados con el fin de reducir el nivel de contaminación de tal forma que no se espere que durante el transporte se traspasen los límites de contaminación transitoria. Hay que reconocer que, en algunas ocasiones, al final del transporte pueden superarse los límites de contaminación transitoria. Sin embargo, esta situación no representa generalmente ningún riesgo importante dadas las hipótesis pesimistas y conservadoras utilizadas para calcular los límites derivados para la contaminación transitoria. En este tipo de situaciones el destinatario debería informar al remitente para que este último determine las causas y reduzca al mínimo tales incidencias en el futuro.

508.4. En todos los casos los niveles de contaminación en las superficies externas de los bultos deberían mantenerse tan bajos como pueda razonablemente alcanzarse. La manera más eficaz para asegurarlo es evitar que las superficies se contaminen. Para alcanzar este objetivo los métodos de carga, descarga y manipulación deberían mantenerse en un proceso de revisión continua. En el caso particular de los contenedores de combustible antes mencionados, el tiempo de inmersión en la piscina debería reducirse al mínimo y deberían diseñarse técnicas eficaces para su descontaminación. Las áreas de sellado deberían limpiarse, siempre que sea posible, con chorros a alta presión y debería tenerse especial cuidado en reducir al mínimo la presencia de agua contaminada

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

entre el cuerpo y la tapa del contenedor. Para prevenir la contaminación de las superficies del contenedor puede utilizarse una 'funda' con objeto de evitar que entre en contacto con el agua contaminada de la piscina. Si esto no fuera posible, el uso de pinturas que luego puedan ser decapadas, una pulverización previa con agua limpia y el inicio de la descontaminación cuanto antes pueden reducir considerablemente la absorción de la contaminación. Debería prestarse atención en particular a la eliminación de la contaminación de las juntas y las áreas de sellado. Asimismo, debería evitarse ensuciar la superficie, siempre que sea posible. La limpieza de una superficie sucia quita tanto la suciedad como desgasta la capa subyacente, especialmente si esta es relativamente blanda, por ejemplo, pintura o plástico. De esta forma, la suciedad puede contribuir a la contaminación transitoria, bien porque su arrastre en sí mismo acarrea contaminación o bien porque al limpiar la que se halla en la superficie se genera la contaminación de la capa subyacente. Las pinturas y los plásticos expuestos a la intemperie se degradan por la luz del sol. Entre otros efectos, la luz ultravioleta oxida la superficie de la pintura o del plástico, aumentando así la capacidad de intercambio catiónico. Esto hace que las superficies expuestas a la intemperie sean más susceptibles de contaminarse por algunos contaminantes solubles.

508.5. Debería tenerse presente que, si todos los bultos se encuentran contaminados cerca de los límites, la manipulación rutinaria y el almacenamiento de los bultos en los almacenes en tránsito, en las terminales de los aeropuertos, en las estaciones de clasificación ferroviarias, etc., podrían originar una acumulación de la contaminación en las zonas de trabajo. Para asegurar que tal acumulación no se produzca, deberían hacerse mediciones de la contaminación en las zonas donde se manipulan normalmente los bultos. Asimismo, es recomendable que de vez en cuando se verifique la ausencia de contaminación en los guantes u otros artículos de la ropa del personal que manipula habitualmente los bultos.

508.6. En el Reglamento de Transporte no se establece ningún límite específico para los niveles de contaminación fija en los bultos, puesto que la radiación externa resultante de ella estará combinada con la radiación del propio contenido, y los niveles netos de radiación de los bultos se controlan por otros requisitos específicos. Sin embargo, para los medios de transporte se establecen límites de contaminación fija (véase el párrafo 513) con el fin de reducir al mínimo el riesgo de que pueda llegar a ser transitoria como resultado de la abrasión, el desgaste por la acción atmosférica, etc.

508.7. En algunos casos, puede hacerse una medición de la contaminación mediante la lectura directa de los monitores de contaminación. Tal medición

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

incluirá tanto la contaminación fija como la transitoria. Esto solo podrá realizarse en los lugares donde no interfiera el nivel de radiación de fondo de la instalación en que se haga la medición o el nivel de radiación del contenido. En la mayoría de los casos el nivel de la contaminación transitoria tendrá que medirse indirectamente, frotando un área conocida con un elemento de frotis y midiendo la actividad resultante recogida en ese elemento en una zona no afectada por el fondo de radiación procedente de otras fuentes.

508.8. Los límites derivados para la contaminación transitoria se aplican al nivel medio en un área de 300 cm^2 o en el bulto total si su área superficial total es menor de 300 cm^2. El nivel de contaminación transitoria puede determinarse frotando un área de 300 cm^2 a mano con un papel de filtro, una bola de lana de algodón seca u otro material similar. El número de muestras de frotis que se tomen sobre un bulto más grande debería ser representativo de la superficie total, y deberían elegirse muestras de aquellas zonas en las que se sabe o se espera que estén más contaminadas que el resto de la superficie. Para las exploraciones ordinarias en un bulto muy grande, como un contenedor de combustible irradiado, por lo general se selecciona un gran número de posiciones fijas en general que ayuden a determinar pautas y tendencias. Debería tenerse la precaución de que en cada toma de muestra no se frote siempre el mismo punto, pues esto dejaría grandes áreas sin comprobar y se tendería a 'limpiar' las áreas que se verifiquen.

508.9. La actividad de la muestra del frotis puede medirse con un monitor de contaminación portátil o en un contador fijo estándar. Hay que tener cuidado al convertir la tasa de recuento medida en actividad superficial, pues hay un gran número de factores que afectarán al resultado final, como la eficiencia del contador, la eficiencia geométrica, la calibración del contador y la fracción de contaminación arrastrada de la superficie al material utilizado en el frotis.

508.10. Para evitar una subestimación, la energía beta de la fuente de calibración usada en un contador no debería ser mayor que la energía beta del contaminante que se mide. La fracción de contaminación arrastrada por el frotis puede variar mucho en la práctica y dependerá del tipo de superficie, de la naturaleza del contaminante, de la presión aplicada al frotar, del área de contacto del material utilizado para el frotis, de la técnica de frotamiento (por ejemplo, olvidar partes del área de 300 cm^2 de superficie o frotarlas dos veces) y de la exactitud con que el operador estime el área de 300 cm^2. Normalmente se supone que la fracción arrastrada es del 10 %. En general este cálculo se considera conservador (es decir, que supone sobreestimar el nivel de contaminación). Se pueden utilizar otras fracciones, pero solo si se han determinado experimentalmente.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

508.11. Para aplicar las disposiciones enunciadas en el párrafo 508 es necesario conocer la composición radioisotópica de la contaminación superficial. (Véase la referencia [17].)

508.12. Los usuarios deberían elaborar técnicas específicas de medición de la contaminación según sus circunstancias particulares. Tales técnicas comprenden el uso de materiales para frotis y de los instrumentos de medición adecuados. Los instrumentos y los detectores seleccionados deberían reconocer los radionucleidos que probablemente vayan a medirse. Cuando se estime que es factible encontrar emisores beta de baja energía o emisores alfa, debería tenerse especial cuidado en seleccionar los instrumentos en función del intervalo de energías que se espera medir. Asimismo, debería tenerse en cuenta que el tamaño del material de frotis y el área sensible del detector son factores importantes para determinar la eficiencia total.

508.13. Para que las muestras se obtengan de manera homogénea, los operadores deberían recibir una capacitación adecuada. A este respecto puede ser importante realizar estudios comparativos entre distintos operadores. Cabe señalar las dificultades que se encontrarán cuando diferentes organizaciones utilicen técnicas que no sean completamente compatibles, sobre todo en circunstancias en que no sea práctico mantener los niveles de contaminación transitoria en valores cercanos a cero.

509.1. Véanse los párrafos 508.1 a 508.13.

510.1. El primer propósito de la inspección que lleve a cabo una persona cualificada es evaluar si ha habido o podría haber fuga o pérdida de la integridad del blindaje y garantizar que el bulto sea seguro y que se encuentre dentro de los límites establecidos en el Reglamento de Transporte, o evaluar el grado del daño o de la fuga y sus consecuencias radiológicas. En raras ocasiones tal vez sea necesario ampliar los reconocimientos e investigaciones a lo largo de la ruta recorrida, en los medios de transporte y en las instalaciones de manipulación, para definir y limpiar cualquier zona contaminada. En las investigaciones tal vez sea necesario incluir la evaluación de la dosis externa y de la posible incorporación de materiales radiactivos por parte de los trabajadores del transporte y de los miembros del público.

510.2. Los vehículos que contengan bultos dañados que parezcan tener fugas, o estar abollados o con fisuras, deberían ser detenidos y aislados hasta que sean declarados seguros por personal cualificado.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

513.1. Los medios de transporte se pueden contaminar durante el acarreo de los materiales radiactivos debido a la contaminación transitoria de los bultos. Si el medio de transporte se ha contaminado por encima de este nivel, debería ser descontaminado por lo menos hasta el límite apropiado. Esta disposición no se aplica a las superficies internas de un medio de transporte, a condición de que el citado medio de transporte continúe dedicado al transporte de materiales radiactivos u objetos contaminados en la superficie en las condiciones de uso exclusivo (véase el párrafo 514.1).

513.2. También se especifican límites para la contaminación fija con objeto de reducir al mínimo el riesgo de que pueda llegar a ser transitoria como resultado de la abrasión, el desgaste por la acción atmosférica, etc.

513.3. Si la contaminación transitoria en un medio de transporte excede de los límites especificados en el párrafo 508 del Reglamento de Transporte, este debería ser descontaminado y, después de finalizar el proceso de descontaminación, se debería hacer una medición de la contaminación fija. El nivel de radiación debido a la contaminación fija en las superficies puede medirse situando cerca de la superficie del medio de transporte un instrumento portátil con el intervalo de medición adecuado. Estas mediciones solamente deberían hacerse antes de que se cargue el medio de transporte.

513.4. Cuando los bultos que tengan niveles relativamente altos de contaminación fija se manipulen habitualmente por los mismos trabajadores del transporte, sería preciso considerar no solamente la radiación penetrante, sino también la radiación no penetrante procedente de esa contaminación. La dosis efectiva recibida por los trabajadores a causa de la radiación penetrante puede ser suficientemente baja como para que no sea necesaria una vigilancia individual. Si se conoce que los niveles de contaminación fija pueden ser altos será prudente establecer un límite de operación que prevenga una exposición no deseada en las manos de los trabajadores.

513.5. Para la medición de las tasas de dosis superficiales, véanse los párrafos 233.1 a 233.6.

514.1. Aunque suele ser una buena práctica descontaminar lo más rápidamente posible los contenedores, cisternas, recipientes intermedios para graneles o los medios de transporte, de manera que puedan ser utilizados para transportar otras sustancias, hay situaciones, por ejemplo, el transporte de minerales de uranio o de torio, en que los medios de transporte se dedican fundamentalmente al transporte de materiales radiactivos, incluidos materiales radiactivos sin

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

embalar (a granel), y que quedan contaminados continuamente. En los casos en que la práctica habitual es usar determinados medios de transporte de forma exclusiva para estos materiales, se hace una excepción con respecto a la necesidad de descontaminar rápidamente estos medios de transporte, cisternas, recipientes intermedios para graneles o contenedores, siempre que permanezcan dedicados a estos usos. La descontaminación de las superficies internas después de cada uso podría provocar una exposición innecesaria de los trabajadores. Por otra parte, las superficies externas que están continuamente expuestas a la intemperie, y que generalmente son mucho más fáciles de descontaminar, deberían ser descontaminadas por debajo de los límites aplicables después de cada uso.

514.2. Cuando un contenedor, una cisterna, un recipiente intermedio para graneles o un medio de transporte se utiliza para transportar bultos de materiales radiactivos, los requisitos de los párrafos 509 y 513 se aplican totalmente para evitar la contaminación de los bultos por la contaminación de la superficie interna del contenedor, la cisterna, el recipiente intermedio para graneles o el medio de transporte.

REQUISITOS Y CONTROLES PARA EL TRANSPORTE DE BULTOS EXCEPTUADOS

515.1. Bultos exceptuados son aquellos cuyo contenido radiactivo permitido se restringe a niveles tan bajos que los riesgos potenciales son insignificantes y, por lo tanto, no se requieren algunas de las estrictas disposiciones de diseño aplicables a otros tipos de diseño de bultos. Según el contenido del bulto exceptuado, se deberán cumplir otros requisitos no específicos de los bultos exceptuados, como se indica en el párrafo 515 del Reglamento de Transporte. Por ejemplo, un bulto exceptuado con sustancias fisionables debe cumplir otros requisitos como los que se especifican en el párrafo 417 a) a f).

516.1. El requisito de que el nivel de radiación superficial de un bulto exceptuado no exceda de 5 μSv/h fue establecido para asegurar que el material fotográfico sensible no sea dañado y que cualquier dosis de radiación a los miembros del público sea insignificante.

516.2. Generalmente se considera que las exposiciones a la radiación inferiores a 0,15 mSv no dan lugar a un velado inaceptable de la película fotográfica sin revelar. Un bulto que contenga tal película tendría que permanecer más de 20 h en contacto con un bulto exceptuado que tenga en contacto el nivel

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

máximo de radiación de 5 μSv/h para recibir el límite establecido de dosis de radiación de 0,1 mSv (véanse los párrafos 562.12 a 562.14).

516.3. Aplicando la misma argumentación, no es necesaria una separación especial de los bultos exceptuados de las personas. Cualquier dosis de radiación a los miembros del público será insignificante, incluso si tales bultos se llevan dentro del compartimento de pasajeros de un vehículo.

516.4. Para medir el nivel de radiación debería utilizarse un instrumento apropiado, (es decir, que debería ser sensible y estar calibrado para el tipo de radiación que se pretende medir). En la mayoría de los casos solamente tiene que considerarse la radiación penetrante (rayos gamma y neutrones). Para establecer el nivel de radiación superficial de un bulto, normalmente basta tomar la lectura mostrada en el instrumento cuando este se coloca contra la superficie del bulto. Siempre que sea posible, los instrumentos que se utilicen deberían ser pequeños en comparación con el tamaño del bulto. En vista de las dimensiones generalmente pequeñas de los bultos exceptuados, son más adecuados para este propósito los instrumentos con una pequeña cámara de detección (tubo Geiger-Müller, contador de centelleo o cámara de ionización). El instrumento debería ser fiable, estar en buenas condiciones, adecuadamente mantenido y calibrado y poseer características aceptables para una buena práctica de protección radiológica.

516.5. Al determinar el nivel máximo de radiación deberían tomarse en cuenta los posibles fenómenos de amplificación como el movimiento interno del contenido o, en el caso de los bultos que contienen líquidos, la separación y precipitación de los radionucleidos.

REQUISITOS Y CONTROLES PARA EL TRANSPORTE DE MATERIALES DE BAJA ACTIVIDAD ESPECÍFICA Y DE OBJETOS CONTAMINADOS EN LA SUPERFICIE EN BULTOS INDUSTRIALES O SIN EMBALAR

517.1. Las concentraciones incluidas en las definiciones de materiales BAE y OCS en la edición de 1973 del Reglamento de Transporte eran tales que, si el embalaje se perdía, los materiales acogidos a esa definición podrían producir niveles de radiación por encima de los juzgados como aceptables para los bultos del Tipo A en las condiciones de accidente. Como no se requiere que los bultos industriales usados para transportar materiales BAE y OCS soporten accidentes de transporte, en la edición de 1985 del Reglamento de Transporte se incluyó

una disposición para limitar el contenido del bulto a la cantidad que limitaría a 10 mSv/h el nivel de radiación externo a una distancia de 3 m del material u objeto sin blindaje. No es previsible que cambios geométricos de los materiales BAE u OCS, como resultado de un accidente, provoquen un aumento significativo de este nivel de radiación externo. Esto limita esencialmente las consecuencias de un accidente asociadas a materiales BAE y OCS al mismo nivel asociado a los bultos del Tipo A, donde el valor A_1 se basa en el contenido sin blindaje de un bulto del Tipo A que produce niveles de radiación de 100 mSv/h a una distancia de 1 m.

517.2. En el caso de desechos radiactivos sólidos distribuidos esencialmente de modo uniforme en una matriz de hormigón situada dentro de un embalaje con una gruesa pared de hormigón, no debería considerarse que el blindaje de la pared de hormigón cumple con la condición del párrafo 517. Sin embargo, el nivel de radiación a 3 m de la matriz de hormigón sin blindaje puede determinarse por medición directa en el exterior de la pared gruesa del embalaje de hormigón y corregirse posteriormente para tener en cuenta el efecto de blindaje de la pared de hormigón. Este método también puede utilizarse en relación con otros tipos de embalajes.

520.1. Según los párrafos 413 a) iii) y 520 c), se permite que los OCS-I tengan contaminación transitoria en sus superficies inaccesibles por encima de los valores especificados en el párrafo 413 a) i). Los artículos que vayan a transportarse sin embalaje, como tuberías procedentes de la clausura de una instalación, deberían prepararse para el transporte sin embalar de manera que se garantice que no haya liberación de materiales radiactivos en el medio de transporte. Esto puede hacerse, por ejemplo, colocando tapas o tapones en ambos extremos de las tuberías (véase el párrafo 413.7).

521.1. Cuanto más altos sean los riesgos potenciales de los materiales BAE y OCS, mayor deberá ser la integridad del bulto. Al determinarse los riesgos potenciales habrá que tener en cuenta la forma física de los materiales BAE.

521.2. Véase el párrafo 226.1.

522.1. Para los materiales BAE y OCS se han especificado límites de actividad por medio de transporte teniendo en cuenta los riesgos potenciales, incluidos los mayores riesgos que presentan los líquidos y los gases, los sólidos combustibles y los niveles de contaminación en caso de accidente.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

522.2. En el cuadro 6 del Reglamento de Transporte se entiende por 'sólidos combustibles' todos los materiales de los tipos BAE-II y BAE-III en forma sólida que sean capaces de mantener la combustión por sí mismos o en un incendio.

DETERMINACIÓN DEL ÍNDICE DE TRANSPORTE

523.1. El IT es un indicador del nivel de radiación en la proximidad de un bulto, un sobreenvase, una cisterna, un contenedor, un medio de transporte, un BAE-I sin embalar o un OCS-I sin embalar, y se utiliza para establecer medidas de protección radiológica durante el transporte. El valor obtenido para el IT, según las siguientes pautas (véase el párrafo 523 c)), se redondea a la primera cifra decimal superior (por ejemplo, 1,13 se convierte en 1,2) excepto para un valor de 0,05 o menor, que puede considerarse como cero:

a) el IT para un bulto es el nivel máximo de radiación a 1 m de la superficie externa del bulto, expresado en mSv/h y multiplicado por 100;
b) si la tasa de dosis medida comprende más de un tipo de radiación, el IT debería basarse en la suma de todas las tasas de dosis de cada tipo de radiación;
c) el IT para un sobreenvase rígido, un contenedor o un medio de transporte es el nivel máximo de radiación a 1 m de la superficie externa del sobreenvase o medio de transporte, expresado en mSv/h y multiplicado por 100, o la suma de los IT de todos los bultos contenidos en el sobreenvase o medio de transporte;
d) el IT para un contenedor, una cisterna, un BAE-I sin embalar o un OCS-I sin embalar es el nivel máximo de radiación a 1 m de la superficie externa de la carga, expresado en mSv/h y multiplicado por 100, y posteriormente multiplicado por un factor adicional que depende del área de la sección transversal más grande de la carga. Este factor adicional de multiplicación, según lo especificado en el cuadro 7 del Reglamento de Transporte, va desde 1 hasta 10. Es igual a 1 si el área de la sección transversal más grande de la carga es 1 m^2 o menos. Es 10 si el área de la sección transversal más grande es mayor de 20 m^2. Sin embargo, según lo observado previamente, el IT para un contenedor puede establecerse alternativamente como la suma de los IT de todos los bultos que hay en su interior;
e) el IT para un sobreenvase no rígido se determinará solamente como la suma de los IT de todos los bultos que hay en su interior;
f) el IT para cargas de minerales de uranio o torio y de sus concentrados puede determinarse sin medir los niveles de radiación. Como nivel máximo de radiación en cualquier punto a 1 m de la superficie externa de tales cargas

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

puede tomarse el nivel especificado en el párrafo 523 a). Según lo indicado anteriormente, el factor de multiplicación de 100 y el factor adicional de multiplicación para el área de la sección transversal más grande de la carga también se considerarán cuando sean aplicables para determinar el IT de tales cargas.

523.2. En las cargas de grandes dimensiones en las que, de manera razonable, el contenido no pueda considerarse como una fuente puntual, los niveles de radiación en el exterior de la carga no disminuyen con la distancia, tal como indicaría la ley de la inversa del cuadrado. Puesto que la ley de la inversa del cuadrado constituía la base para el cálculo de las distancias de separación, se añadió un mecanismo para cargas de grandes dimensiones que compensara el hecho de que los niveles de radiación a distancias mayores de 1 m de la carga fueran superiores a los que indicara la ley de la inversa del cuadrado. El requisito del párrafo 526 b), que a su vez impone los factores de multiplicación del cuadro 7, proporciona el mecanismo para hacer que el IT asignado se corresponda con los niveles de radiación existentes a mayores distancias, para las circunstancias que lo justifiquen. Estas circunstancias se restringen al acarreo de materiales radiactivos en cisternas, contenedores o materiales BAI-I y OCS-I sin embalar con una gran área de sección transversal. Los factores se aproximan a los que son adecuados para tratar la carga como fuentes planas extensas o cilindros tridimensionales [25] más que como fuentes puntuales, aunque los perfiles reales de radiación son más complejos debido a las influencias del autoblindaje desigual, la distribución de la fuente y la radiación dispersa.

523.3. El IT se determina midiendo a una distancia de 1 m las superficies de un bulto, incluso la tapa y el fondo. El valor más alto que se encuentre es el que determina el IT. De igual forma, el IT para una cisterna, un contenedor y para los materiales BAE-I y OCS-I sin embalar, se determina midiendo a 1 m de sus superficies y aplicando un factor de multiplicación según el tamaño de la carga. Se tomará normalmente como tamaño de la carga el área de la sección transversal máxima de la cisterna, el contenedor o el medio de transporte, aunque, cuando se conozca, puede utilizarse su área real máxima, a condición de que no cambie durante el transporte.

523.4. Cuando haya partes salientes en la superficie exterior, estas deberían pasarse por alto al determinar la distancia de 1 m, excepto para bultos con aletas, en que la medición debe hacerse a 1 m de distancia de la envoltura exterior del bulto.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

523.5. El IT de un bulto debería determinarse en función de los niveles de radiación medidos, considerando el bulto de manera aislada.

524.1. La suma de los IT de los sobreenvases rígidos, contenedores y medios de transporte denota un criterio conservador, ya que se prevé que la suma de los IT de los bultos que estos contienen sea más alta que el IT obtenido por la medición del nivel máximo de radiación a 1 m de la superficie externa del sobreenvase, contenedor o medio de transporte debido a los efectos de blindaje y a la distancia adicional con la que se efectúa la medición. En los sobreenvases flexibles solo se puede determinar el IT como la suma de los IT de todos los bultos que contienen. Esto es necesario porque las dimensiones del sobreenvase no son fijas y, según el momento, los resultados de las mediciones del nivel de radiación pueden ser distintos.

DETERMINACIÓN DEL ÍNDICE DE SEGURIDAD CON RESPECTO A LA CRITICIDAD CORRESPONDIENTE A REMESAS, CONTENEDORES Y SOBREENVASES

525.1. Todos los bultos que contienen sustancias fisionables, salvo los exceptuados por el párrafo 417, reciben sus correspondientes ISC, cuyo valor debería consignarse en una etiqueta como la de la figura 5 del Reglamento de Transporte. El remitente debería tener cuidado en verificar que el ISC para cada remesa es idéntico a la suma de los valores de ISC indicados en las etiquetas de los bultos.

LÍMITES DEL ÍNDICE DE TRANSPORTE, DEL ÍNDICE DE SEGURIDAD CON RESPECTO A LA CRITICIDAD Y DE LOS NIVELES DE RADIACIÓN CORRESPONDIENTES A BULTOS Y SOBREENVASES

526.1. Con objeto de cumplir con los requisitos generales para el control de la criticidad nuclear y la protección radiológica, se fijan límites máximos para el IT, el ISC y el nivel de radiación superficial externa de los bultos y sobreenvases (véanse los párrafos 527 y 528). En el transporte en la modalidad de uso exclusivo estos límites pueden superarse debido a que existirán controles operacionales adicionales (véanse los párrafos 221.1 a 221.6).

527.1. Véanse los párrafos 526.1 y 516.5.

528.1. Véanse los párrafos 526.1 y 516.5.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

528.2. Aunque se permite que un bulto o sobreenvase tenga un nivel de radiación externo de hasta 10 mSv/h, en ciertos casos pueden ser más limitativos los requisitos para el límite máximo de dosis de 2 mSv/h en la superficie del medio de transporte o de 0,1 mSv/h en cualquier punto a 2 m de la superficie del medio de transporte (véase el párrafo 573). Véase también el párrafo 233.2 referente a la acumulación de nucleidos hijos durante el transporte.

CATEGORÍAS

529.1. Todos los bultos, sobreenvases y contenedores, con excepción de los que consisten únicamente en bultos exceptuados, deben ser clasificados por categorías. Este es un requisito necesario previo al etiquetado y rotulado.

529.2. Los bultos, sobreenvases y contenedores, con excepción de los que consisten únicamente en bultos exceptuados, deben recibir una de las categorías I-BLANCA, II-AMARILLA o III-AMARILLA como ayuda para su manipulación y estiba. La categoría aplicable se determina considerando el IT y el nivel de radiación en cualquier punto de la superficie externa del bulto, sobreenvase o contenedor. En ciertos casos el IT del bulto o el nivel de radiación superficial puede superar el que se admitiría normalmente para bultos, sobreenvases o contenedores incluidos en la categoría más alta (es decir, la III-AMARILLA). En tales casos el Reglamento de Transporte dispone que la remesa sea transportada en las condiciones de uso exclusivo.

529.3. Los límites inherentes del nivel de radiación que figuran en la definición de las categorías se han deducido considerando los procedimientos de manipulación y carga de los bultos, los tiempos de exposición de los trabajadores del transporte y los tiempos de exposición de las películas fotográficas. Históricamente se dedujeron como sigue [26]:

a) Tasa de exposición de 0,005 mSv/h en la superficie: Este límite en la superficie no se dedujo a base del examen de los efectos de las radiaciones en el ser humano, sino del efecto más limitativo en las películas fotográficas sin revelar. La evaluación realizada en 1947 del efecto de las radiaciones en las películas sensibles a los rayos X demostró que comenzaría el velado con una exposición de 0,15 mSv y se estableció un límite en la edición de 1961 del Reglamento de Transporte de 0,1 mSv vinculado a un tiempo de exposición nominal máximo de 24 horas. En las posteriores ediciones del Reglamento de Transporte (1964, 1967, 1973 y 1973 (enmendada)) se redondeó el período de 24 horas a 20 horas y la

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

tasa de dosis límite de 0,005 mSv/h se tomó como un valor redondeado a la baja para proporcionar así protección a las películas fotográficas sin revelar durante dichos períodos de transporte. Esta tasa de dosis se aplicó como un límite en la superficie para los bultos de la categoría I-BLANCA, lo que garantizaría una probabilidad mínima de deterioro de las películas fotográficas debido a las radiaciones o dosis inaceptables para el personal del transporte sin necesidad de requisitos de separación;

b) Tasa de exposición de 0,1 mSv/h a 1 m: Con el fin de limitar la dosis de radiación para las películas y los seres humanos, la dosis de 0,1 mSv a que se refiere el apartado a) anterior se combinó con la tasa de exposición a 1 m del bulto y un tiempo de exposición de una hora para obtener el límite de 10 veces el IT de las ediciones de 1964, 1967, y 1973 del Reglamento de Transporte (10 'unidades de radiación' en la edición de 1961). Esta limitación se basaba en la suposición de un tiempo de tránsito de 24 horas y en una distancia convencional de separación de 4,5 m (15 pies) entre bultos que contuvieran radio, que usó la US Railway Express Company en 1947. Dicha limitación daría lugar a una dosis de aproximadamente 0,1 mSv a 4,5 m (15 pies) en 24 h.

c) Tasa de exposición de 2,0 mSv/h en la superficie: Se aplicó un límite independiente de 2,0 mSv/h en la superficie, además del límite expuesto en el anterior apartado b), sobre la base de que un trabajador del transporte que acarrease dichos bultos durante 30 minutos diarios, manteniéndolos cerca del cuerpo, recibiría una dosis que no excedería de la dosis entonces permisible de 1 mSv en las 8 horas de una jornada laboral, Aunque tales dosis ya no serían aceptables, la idoneidad de los límites actuales del nivel de radiación, desde el punto de vista de la seguridad radiológica, se ha confirmado mediante varias verificaciones y mediciones por las que se ha determinado la exposición a la radiación de los trabajadores del transporte [27 a 30] y mediante una evaluación realizada por el OIEA en 1985 [31].

Con todo, se reconoce que los niveles de radiación permitidos alrededor de los bultos y de los medios de transporte no aseguran por ellos solos dosis aceptablemente bajas, por lo que el Reglamento de Transporte también estipula el establecimiento de programas de protección radiológica (párrafo 302) y la evaluación periódica de las dosis de radiación en las personas debidas al transporte de materiales radiactivos (párrafo 308).

529.4. La categoría de un bulto debería determinarse en función de los niveles de radiación medidos, considerando el bulto de manera aislada.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

529.5. El medio de transporte que lleve grandes contenedores en uso exclusivo no debe ajustarse por sí mismo a la modalidad de uso exclusivo, siempre que el acceso al contenedor de gran volumen esté sujeto a un estricto control del remitente o el destinatario.

MARCADO, ETIQUETADO Y ROTULADO

530.1. La aplicación de la edición de 1996 del Reglamento de Transporte podría tener por consecuencia la fijación de rótulos y marcas múltiples por razones de divergencia entre las aprobaciones expedidas por las diversas autoridades competentes. Casos conocidos son: Tipo B(U) frente a Tipo B(M); diseño de bulto aprobado frente a uno de arreglo especial; y Tipo A, fisionable frente a Tipo BI-1, fisionable. Para evitar la necesidad de modificar las marcas y etiquetas en los pasos fronterizos debería utilizarse solo un número de las Naciones Unidas, determinado de conformidad con el párrafo 530.

Marcado

531.1. Para seguir teniendo la posibilidad de identificar al destinatario o al remitente de un bulto cuyo control normal se haya perdido (por ejemplo, perdido en tránsito o ubicado incorrectamente), es preciso colocar en el bulto una marca de identificación. Esta marca puede consistir en el nombre o la dirección del remitente o del destinatario, o puede ser un número que identifique una guía de carga o documento de transporte que contenga esa información. Cada sobreenvase debería estar marcado de ese modo a menos que las marcas en todos los bultos interiores estén claramente visibles dentro del sobreenvase.

531.2. Véanse los párrafos 533.2 a 533.6 para obtener información general sobre el cumplimiento del requisito de que la marca sea legible y duradera.

532.1. El número de las Naciones Unidas marcado en el bulto e indicado en los documentos es una información importante en el caso de incidentes y accidentes. El número de las Naciones Unidas correspondiente al certificado de aprobación expedido por la autoridad competente del país de origen del diseño proporciona la información sobre el tipo de bulto necesaria para la gestión de una emergencia. Además, cada sobreenvase debe marcarse con la palabra ‘SOBREENVASE’ y con la marca de las Naciones Unidas a menos que todas las marcas del bulto estén claramente visibles.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

532.2. Los números de las Naciones Unidas utilizados para los materiales radiactivos también se utilizan para asociar los requisitos de los esquemas sinópticos con el Reglamento de Transporte. Esto ha resultado útil para determinar los requisitos específicamente aplicables a cada tipo de bulto o material. Los números de las Naciones Unidas también pueden utilizarse en la verificación del cumplimiento, comprobaciones y controles de la ejecución, la obtención de datos y otros propósitos estadísticos, si la autoridad competente lo considera conveniente.

532.3. Los números de las Naciones Unidas 2977 y 2978 deberían utilizarse en lugar de los números de expedición de los materiales BAE para ayudar al grupo de respuesta a emergencias a hacer frente a los riesgos específicos que plantea el hexafluoruro de uranio en un accidente relacionado con un incendio de grandes proporciones; un fuego en un cilindro de hexafluoruro de uranio presenta más riesgos graves que uno en cualquier otro material BAE [32]. También se considera que, cuando ocurre un accidente asociado al transporte de hexafluoruro de uranio en condiciones de arreglo especial, es mejor que se informe rápidamente a los grupos de respuesta a emergencias de que en el accidente ha estado relacionado con el hexafluoruro de uranio.

532.4. Véanse los párrafos 533.2 a 533.6 para obtener información general sobre el cumplimiento del requisito de que la marca sea legible y duradera.

533.1. Los bultos que excedan de 50 kg de masa bruta pueden ser manipulados por medios mecánicos, más que por medios manuales, y requieren la correspondiente marca relativa a su masa bruta para indicar la posible necesidad de manipulación mecánica, así como la observancia de los límites de carga sobre el suelo y sobre el vehículo. Sin embargo, en la práctica, incluso los bultos que tienen una masa bruta de hasta 50 kg no deberían manipularse habitualmente de modo manual. Antes de que se comience a manipular los bultos de manera regular, debería disponerse de un procedimiento que asegure que las consecuencias radiológicas sean del grado más bajo que pueda razonablemente alcanzarse (véase el párrafo 302). Siempre que sea posible deberían usarse medios mecánicos. Para que sea útil a este respecto, la marca debe ser legible y duradera.

533.2. Las marcas en los bultos deberían estar impresas claramente, tener suficiente tamaño y fijarse en lugares adecuados para que sean legibles, teniendo presente los medios de manipulación que probablemente se utilizarán. Como mínimo, se considera conveniente una altura de los caracteres de 12,5 mm para los bultos de poco peso (es decir, hasta algunos cientos de kg), en que

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

probablemente se utilicen medios mecánicos de contacto próximo, por ejemplo, montacargas de horquilla elevadora. Los bultos más pesados requerirán métodos de manipulación más 'remotos' y, por consiguiente, debería aumentarse el tamaño de los caracteres para que los operadores puedan leer las marcas a distancia. Un tamaño de 65 mm se considera suficiente para los bultos más grandes, del rango de decenas a cientos de toneladas. Para garantizar la legibilidad, antes del marcado debería aplicarse un fondo de contraste si el acabado externo del bulto no proporcionara ya el suficiente contraste. Serían adecuados caracteres negros en un fondo blanco. Cuando los bultos tengan superficies externas irregulares (por ejemplo, aletas o corrugaciones) o superficies inadecuadas para la aplicación directa de las marcas, podría ser necesario utilizar un tablero o una placa plana para colocar esas marcas, y mejorar de esta forma la legibilidad.

533.3. Las marcas deberían ser duraderas, en el sentido de que sean por lo menos resistentes a los rigores del transporte normal, incluso a los efectos de la exposición a la intemperie y de la abrasión, sin pérdida de legibilidad importante. Cabe señalar que es necesario consultar las reglamentaciones de transporte nacionales y modales, que pueden incluir requisitos más restrictivos. Por ejemplo, el Código Marítimo Internacional de Mercancías Peligrosas (IMDG) [7] estipula que todas las marcas permanentes (así como las etiquetas), sigan siendo reconocibles en los bultos tras una inmersión en el mar de por lo menos tres meses. Cuando se coloquen las marcas sobre un tablero o una placa, este elemento debería sujetarse con firmeza al bulto en una forma que esté en consonancia con la norma de integridad del propio bulto.

533.4. Los medios de marcado dependerán de la naturaleza de la superficie externa del propio embalaje, y podrán ser (por orden de durabilidad) desde una etiqueta impresa (para el nombre del destinatario o del remitente, el número de las Naciones Unidas y el nombre correcto de expedición o la masa bruta), una estampación ligera con tinta o pintura indelebles (método apropiado para embalajes de cartón o de madera), pasando por el marcado al fuego (para embalajes de madera), el pintado con productos a base de esmalte o resina (adecuado para muchas superficies, particularmente metálicas) hasta marcas profundamente grabadas en relieve, embutidas o moldeadas para embalajes exteriores metálicos.

533.5. Siempre deberían consultarse las reglamentaciones nacionales y de transporte modal apropiadas para complementar la información genérica de los párrafos 533.2 a 533.4, puesto que pueden existir importantes variaciones para determinados requisitos.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

533.6. En la planificación de los programas de inspección y mantenimiento que se requieren para los embalajes se deberían incluir disposiciones para la inspección de todas las marcas permanentes y la reparación de cualquier daño o defecto. La experiencia que se obtenga de este tipo de inspecciones indicará si en la práctica se ha alcanzado la durabilidad.

534.1. En la edición de 1996 del Reglamento de Transporte se establece el requisito de identificar los bultos industriales con una marca. El diseño de la marca es compatible con otras marcas similares en las que se incluye la palabra 'Tipo' junto con la descripción apropiada del bulto industrial (por ejemplo, Tipo BI-2). El diseño de la marca evita también el riesgo de confusión cuando, en otros reglamentos de transporte, la abreviatura IP utilizada en inglés para los bultos industriales (BI) sea utilizada con un propósito diferente. Por ejemplo, en las Instrucciones Técnicas de la OACI [11] se utiliza 'IP' para referirse al embalaje interno; por ejemplo, 'IP.3' representa una de las diez clases particulares de embalaje interno.

534.2. Aunque no se requiere ninguna aprobación de la autoridad competente para los bultos industriales o los bultos del tipo A que no contienen sustancias fisionables, el diseñador y/o el remitente deberían estar en condiciones de demostrar la conformidad del bulto a cualquier autoridad competente reconocida. Por tanto, el marcado del bulto debería servir para identificar la entidad encargada del diseño del bulto. Este marcado es útil en las actividades de inspección y coerción que efectúan las autoridades competentes. Cuando el autor del diseño del bulto es también el remitente, la marca también puede proporcionar al observador informado una valiosa información en caso de producirse un accidente.

534.3. Véanse los párrafos 533.2 a 533.6 para obtener información general sobre el cumplimiento del requisito de que la marca sea legible y duradera.

535.1. Todos los diseños de bultos del Tipo B(U), del Tipo B(M), del Tipo C y de bultos que contienen sustancias fisionables requieren la aprobación de la autoridad competente. Las marcas en tales bultos tienen como objetivo establecer un vínculo entre un bulto determinado y la aprobación del diseño correspondiente de la autoridad nacional competente (mediante la marca de identificación), así como informar sobre la clase de aprobación de diseño de la autoridad competente. Además, la marca del bulto proporciona al observador informado una valiosa información en caso de accidente. En lo que se refiere al diseño de bultos para hexafluoruro de uranio, el requisito de que los bultos lleven una marca de identificación de la autoridad competente, como se estipula

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

en el párrafo 832 c), depende de la fecha de entrada en vigor de los requisitos de aprobación de la autoridad competente, cuyos plazos se indican en el párrafo 807.1.

535.2. Es preciso consignar un número de serie en la marca, ya que el sistema de gestión operacional y las actividades de mantenimiento están orientados a cada uno de los embalajes y a la correspondiente necesidad de realizar y de verificar estas actividades en cada bulto por separado. El número de serie es también necesario para las actividades de verificación del cumplimiento por parte de la autoridad competente y para la aplicación de lo dispuesto en los párrafos 819 y 820.

535.3. En los párrafos 533.2 a 533.6 se incluye información general sobre la legibilidad, la durabilidad y la inspección/mantenimiento de las marcas. Sin embargo, siempre que sea posible, las marcas de identificación de la autoridad competente, el número de serie y la marca del Tipo B(U), del Tipo B(M) o del Tipo C deberían ser resistentes para que no se hagan ilegibles o sean borradas o retiradas incluso en condiciones de accidente. Puede ser conveniente colocar esas marcas en la superficie externa del bulto junto al símbolo del trébol. Por ejemplo, puede utilizarse una placa metálica para combinar estas marcas.

535.4. Un diseño de bulto aprobado puede ser aquel en que puedan utilizarse diversos componentes internos con un solo componente exterior o los componentes internos del embalaje puedan ser permutables entre más de un componente exterior. En estos casos, cada componente exterior, con un único número de serie, identificará el embalaje como un conjunto de componentes que satisface los requisitos del párrafo 535 b), a condición de que el conjunto de los componentes esté de conformidad con el diseño aprobado por las autoridades competentes. En tales casos, el sistema de gestión establecido por el remitente debería asegurar la identificación y el uso correctos de estos componentes.

536.1. El marcado de un bulto del Tipo B(U), del Tipo B(M) o del Tipo C con un símbolo del trébol resistente a los efectos del fuego y el agua tiene la finalidad de asegurar que después de un accidente muy grave pueda seguir determinándose de manera inequívoca que estos tipos de bultos llevan materiales radiactivos en su interior.

537.1. Los materiales BAE-I y OCS-I pueden transportarse sin embalar con arreglo a las especificaciones enunciadas en el párrafo 520. En una de las condiciones especificadas se indica la necesidad de garantizar que no haya pérdida de contenido durante las condiciones rutinarias de transporte. Para

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

satisfacer este requisito, según las características del material, puede ser conveniente envolver el material o tomar medidas similares. Envolverlo también puede ser ventajoso desde un punto de vista práctico pues, por ejemplo, así puede ponerse una etiqueta con la información de interés para el destinatario o el remitente. En situaciones en que es deseable indicar claramente que la remesa lleva materiales radiactivos, el Reglamento de Transporte permite explícitamente que esa indicación sea colocada en la envoltura o el receptáculo. Es importante observar que en el Reglamento de Transporte no se estipula este tipo de marcado; no obstante, se ofrece esta opción para aplicarla cuando se considere útil.

Etiquetado

538.1. Los bultos, sobreenvases, cisternas y contenedores pueden definirse como unidades de manipulación o carga. Es preciso que los trabajadores del transporte tengan conocimiento del contenido cuando dichas unidades transporten materiales radiactivos y que sepan que existen riesgos radiológicos y riesgos relacionados con la criticidad. Las etiquetas proporcionan esa información por medio del símbolo del trébol, el color y la categoría (I-BLANCA, II-AMARILLA o III-AMARILLA) y la etiqueta de fisionable. Mediante estas etiquetas es posible determinar a) los riesgos radiológicos o los riesgos de criticidad asociados al contenido radiactivo de la unidad de carga y b) los requisitos de almacenamiento y estiba que pueden ser aplicables a tales unidades.

538.2. Las etiquetas de materiales radiactivos forman parte de un conjunto de etiquetas utilizadas internacionalmente para identificar las diferentes clases de mercancías peligrosas. Este sistema de etiquetas ha sido establecido para hacer fácilmente reconocibles las mercancías peligrosas desde la distancia por medio de símbolos. El símbolo específico elegido para identificar las unidades de carga que llevan materiales radiactivos es el trébol (véase el párrafo 536 y la figura 1 del Reglamento de Transporte).

538.3. El contenido de una unidad de carga podría ser peligroso, además de por sus características radiactivas, por otras propiedades, como por ejemplo, por ser corrosivo o inflamable. En estos casos deben aplicarse las reglamentaciones referentes a ese riesgo adicional. Esto significa que, además de la etiqueta de materiales radiactivos, se deben colocar en la unidad de carga otras etiquetas inherentes al riesgo adicional.

539.1. Para las cisternas o los contenedores, debido a que existe la posibilidad de que el envase pueda ser ocultado por otros contenedores y cisternas, las etiquetas deben ser puestas en los cuatro lados para asegurar la visibilidad de una

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

etiqueta sin que sea necesario buscarla y para reducir al mínimo la posibilidad de que sea tapada por otras unidades de carga.

Etiquetado para el contenido radiactivo

540.1. Además de indicar las características radiactivas del contenido, las etiquetas también llevan una información más específica con respecto al contenido (es decir, el nombre del nucleido o de los nucleidos más restrictivos en el caso de una mezcla de radionucleidos, y la actividad). Si el contenido es fisionable, puede emplearse la masa total de nucleidos fisionables en unidades de gramos, o sus múltiplos, en lugar de la actividad. Esta información es importante en un incidente o un accidente, ya que la información sobre el contenido puede ser necesaria para evaluar el riesgo. La información más específica relativa al contenido no se requiere para el material BAE-I por el bajo riesgo de irradiación asociado al material de este tipo.

540.2. Las etiquetas amarillas también indican el IT de la unidad de carga (es decir, bulto, sobreenvase, cisterna y contenedor). La información del IT es esencial para las labores de almacenamiento y estiba, ya que se utiliza para controlar la acumulación y garantizar la separación adecuada de las unidades de carga. En el Reglamento de Transporte se establecen límites para la suma total de IT en tales grupos de unidades de carga (véase el cuadro 10 del Reglamento de Transporte, para el transporte que no se efectúe en la modalidad de uso exclusivo).

540.3. Para definir una mezcla de los radionucleidos más restrictivos en una etiqueta, deberían considerarse no solo los valores más bajos de A_1 o A_2, sino también las cantidades relativas de radionucleidos presentes. Por ejemplo, una manera de definir el radionucleido más restrictivo es determinando para los diferentes radionucleidos el valor de:

$$f_i/A_i$$

donde f_i es la actividad del radionucleido i y $A_i = A_1$ o A_2 para el radionucleido i, según sea aplicable. El valor más alto representará el radionucleido más restrictivo.

Etiquetado para la seguridad con respecto a la criticidad

541.1. El ISC es un valor que se utiliza para determinar el control de la acumulación necesario a los fines de la seguridad con respecto a la criticidad,

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

como se establece en los párrafos 568 y 569. El control se ejerce limitando la suma de los ISC a los valores especificados en el cuadro 11.

541.2. En los bultos que contengan sustancias fisionables deberían aparecer etiquetas que lleven el ISC, según lo estipulado en el párrafo 538. La etiqueta del ISC es adicional a las etiquetas de la categoría (categorías I-BLANCA, II-AMARILLA o III-AMARILLA), porque su objetivo es suministrar información sobre el ISC, mientras que las etiquetas de la categoría proporcionan información sobre el IT y el contenido. La etiqueta del ISC, por sí misma, también especifica que el bulto contiene sustancias fisionables.

541.3. Como en el caso del IT, el ISC brinda información fundamental para el almacenamiento y la estiba en el sentido de que se utiliza para controlar la acumulación y garantizar la separación correcta de las unidades de carga que contienen sustancias fisionables. El Reglamento de Transporte establece límites para la suma total de ISC en tales grupos de unidades de carga (véase el cuadro 11 del Reglamento de Transporte para el transporte tanto en condiciones de uso no exclusivo como de uso exclusivo).

542.1. Véanse los párrafos 541.1 a 541.3.

Rotulado

543.1. Los rótulos que se utilizan en los contenedores y las cisternas de grandes dimensiones (y también en los vehículos de transporte por carretera y ferrocarril (véase el párrafo 571)) se diseñan de una manera similar a las etiquetas del bulto (aunque no llevan información detallada del IT, el contenido y la actividad) para indicar claramente los riesgos de las mercancías peligrosas. Los rótulos deben colocarse en los cuatro lados de los contenedores y las cisternas para garantizar su fácil reconocimiento desde todas las direcciones. Las dimensiones del rótulo tienen por finalidad facilitar su lectura, incluso a cierta distancia. Para evitar un número excesivo de rótulos y de etiquetas solo puede utilizarse una etiqueta de mayores dimensiones en contenedores y cisternas cuando esta etiqueta ampliada desempeñe también la función de un rótulo.

544.1. La indicación del número de las Naciones Unidas puede suministrar información sobre el tipo de materiales radiactivos transportado, incluso si es o no fisionable, e información sobre el tipo de bulto. Esta información es importante también en el caso de incidentes o de accidentes que tengan como consecuencia la fuga de materiales radiactivos, ya que ayuda a los responsables

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de la respuesta a emergencias a determinar las medidas de respuesta apropiadas (véase el párrafo 401.1).

OBLIGACIONES DEL REMITENTE

545.1. El remitente debería adoptar medidas apropiadas en consonancia con su sistema de gestión para asegurar que se pueda demostrar el cumplimiento de los requisitos. Esto no significa que el propio remitente tenga que llevar a cabo medidas como el rotulado del vehículo.

Detalles de la remesa

546.1. La lista de información facilitada por el remitente en cumplimiento de las disposiciones del párrafo 546 está concebida para informar al transportista y al destinatario, así como a otras partes interesadas, de la índole exacta de una remesa para que puedan tomarse todas las medidas apropiadas. Al suministrar esta información el remitente también debe recordar los requisitos reglamentarios aplicables a la remesa durante su preparación para el transporte y despacho (véase el párrafo 532.1).

546.2. En el cuadro 1 del Reglamento de Transporte se incluye una lista de los nombres correctos de expedición y de los correspondientes números de las Naciones Unidas.

546.3. El remitente debe poner atención en el requisito específico del párrafo 546 k) relativo a las remesas de bultos en un sobreenvase, contenedor o medio de transporte. Cada bulto o conjunto de bultos debe llevar la adecuada documentación para el destinatario de que se trate. Esto es importante desde el punto de vista de ‘la declaración del remitente’. Nadie con excepción del remitente puede hacer esta declaración y, por lo tanto, es preciso que este prepare los documentos adecuados para todas las partes que componen una remesa mixta de modo que puedan continuar su trayecto después de haber sido extraídas del sobreenvase, contenedor o medio de transporte.

546.4. Debería tenerse precaución en seleccionar el nombre correcto de expedición en función del cuadro 1 del Reglamento de Transporte. Las partes de un asiento que no se destacan en letras mayúsculas no se consideran parte del nombre correcto de expedición. Cuando el nombre de expedición contenga las conjunciones ‘o’ o ‘u’, solamente debería ser utilizada una de las variantes posibles. Los siguientes ejemplos ilustran cómo seleccionar el nombre correcto

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de expedición del asiento correspondiente a los números de las Naciones Unidas (UN) 2909, 2915 y 3332:

UN 2909 MATERIALES RADIACTIVOS, BULTOS EXCEPTUADOS — ARTÍCULOS MANUFACTURADOS DE URANIO NATURAL o URANIO EMPOBRECIDO o TORIO NATURAL

El nombre correcto de la expedición será la descripción que sea aplicable de entre las siguientes:

UN 2909 MATERIALES RADIACTIVOS, BULTOS EXCEPTUADOS — ARTÍCULOS MANUFACTURADOS DE URANIO NATURAL
UN 2909 MATERIALES RADIACTIVOS, BULTOS EXCEPTUADOS — ARTÍCULOS MANUFACTURADOS DE URANIO EMPOBRECIDO
UN 2909 MATERIALES RADIACTIVOS, BULTOS EXCEPTUADOS — ARTÍCULOS MANUFACTURADOS DE TORIO NATURAL
UN 2915 MATERIALES RADIACTIVOS, BULTOS DEL TIPO A, no en forma especial, no fisionables o fisionables exceptuados
UN 3332 MATERIALES RADIACTIVOS, BULTOS DEL TIPO A, EN FORMA ESPECIAL, no fisionables o fisionables exceptuados

El nombre correcto de expedición será la descripción que sea aplicable entre las siguientes:

UN 2915 MATERIALES RADIACTIVOS, BULTOS DEL TIPO A
UN 3332 MATERIALES RADIACTIVOS, BULTOS DEL TIPO A, EN FORMA ESPECIAL

Como se observa en el ejemplo relativo al número UN 3332, la característica añadida (forma especial) se enuncia explícitamente.

546.5. Otro ejemplo de la interpretación y el uso del concepto del número de las Naciones Unidas se relaciona con los embalajes vacíos que han contenido materiales radiactivos (es decir, el número UN 2908). Si hay residuos o ‘restos’ en el embalaje, por ejemplo, en los bultos de hexafluoruro de uranio, el embalaje no se debería llamar embalaje ‘vacío’, sino que debería ser enviado como bulto (es decir, no como un embalaje). La cantidad remanente determinaría la categoría del bulto (véase también el párrafo 427.4).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

546.6. Es necesario que la actividad máxima del contenido durante el transporte se encuentre especificada en los correspondientes documentos de transporte (párrafo 546 f)). En algunos casos la actividad puede incrementarse como resultado de la acumulación de los nucleidos hijos durante el transporte. En tales situaciones debería aplicarse la apropiada corrección para determinar la actividad máxima.

546.7. En el párrafo 540.3 puede encontrarse información sobre la identificación de los nucleidos más restrictivos. Pueden incluirse en descripciones generales adecuadas, cuando proceda, combustible nuclear irradiado (o gastado) o tipos de desechos radiactivos especificados.

546.8. Para los materiales BAE-II y BAE-III y para los OCS-I y los OCS-II es necesario indicar la actividad total como un múltiplo de A_2. Para los OCS-I y OCS-II la actividad debería calcularse considerando la contaminación superficial y el área. En el caso de que el nucleido no pueda ser identificado, debería utilizarse para el cálculo de la actividad total el valor más bajo de A_2 de entre los posibles nucleidos alfa y los posibles nucleidos beta-gamma.

Posesión de certificados e instrucciones

561.1. De igual manera que el remitente debe tener en su poder una copia del certificado de aprobación del bulto, también debe cerciorarse de que posee las instrucciones necesarias para cerrar y preparar correctamente el bulto para el transporte. En algunos países puede ser necesario que el remitente se registre como usuario de ese certificado ante la correspondiente autoridad competente.

TRANSPORTE Y ALMACENAMIENTO EN TRÁNSITO

Separación durante el transporte y el almacenamiento en tránsito

562.1. Entre los controles operacionales aplicados en el transporte de materiales radiactivos se puede incluir el uso de las distancias de separación. Estos suelen adoptar la forma de cuadros en que se relaciona el IT total con la distancia de separación, junto con alguna dependencia cronológica. Estos cuadros se preparan generalmente a nivel mundial o nacional (un ejemplo son las Instrucciones Técnicas de la OACI [11]) que incluyen los efectos de las operaciones de muchos remitentes, expedidores y transportistas en el trabajador más expuesto o en una persona representativa del público.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

562.2. Según lo que se conoce sobre los parámetros utilizados para elaborar los cuadros de separación, al inicio se elegía una fracción del límite de dosis en cada caso (para los trabajadores y los miembros del público) y se empleaba lo que se consideraba un modelo realista para elaborar los cuadros de las distancias de separación para cada modalidad de transporte. Se observó que eran escasos los datos reales y que estos datos debían revisarse. Con la producción de datos más realistas [33 a 35] se ha hecho evidente que los modelos son muy conservadores; tan conservadores, de hecho, que a medida que los límites de dosis se han reducido, se ha considerado en varios exámenes efectuados que el modelo y los criterios de dosis proporcionan una separación adecuada [36]. Comparando todos los aspectos de la práctica (no simplemente la separación) con las restricciones de dosis apropiadas para el transporte (en su conjunto, y no solo para una operación de transporte), se ha estimado que el uso de los cuadros actuales brinda un nivel adecuado de seguridad.

562.3. Un ejemplo de este tipo de examen se llevó a cabo durante la elaboración de la edición de 1996 del Reglamento de Transporte. El modelo y los criterios de dosis fueron examinados a la luz de las nuevas ideas asociadas a las restricciones de dosis que se amplían en la referencia [37] (cuya metodología se utiliza en la referencia [38]). Se consideró apropiada una restricción de dosis de 0,7 mSv para la exposición de un grupo crítico del público a la radiación directa de fuentes como materiales radiactivos durante su transporte. Esta restricción se consideró aplicable a las operaciones mundiales de transporte en general más que a las operaciones de un remitente en particular. En el curso de una serie de tres reuniones técnicas se realizó una intensa labor de recopilación y evaluación de información sobre exposiciones evaluadas entre los miembros del público. La evaluación de esta información demostró que las exposiciones recibidas por los miembros del público a causa de estas operaciones estaban muy por debajo del criterio de dosis utilizado en los modelos y de la restricción de dosis apropiada [39]. Se llegó a la conclusión en estos estudios de que los cuadros de separación existentes y las demás disposiciones del Reglamento de Transporte en conjunto prevén un nivel apropiado de seguridad radiológica. No obstante, estas evaluaciones no se consignaron debidamente en la publicación de orientación conexa. Se considera que los cuadros de separación actuales son compatibles con restricciones de dosis apropiadas. Por ejemplo, los cuadros referentes al público relacionan una dosis de 1 mSv con un modelo muy pesimista (se estima realmente que las exposiciones son del orden de decenas de μSv), y no (como se insinúa en la publicación de orientación de 1996) con un modelo realista.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

562.4. En las reglamentaciones internacionales se utilizaron los criterios de dosis de 5 mSv/año para los trabajadores ocupacionalmente expuestos y de 1 mSv/año para la persona representativa de los miembros del público [1] con el fin de calcular las distancias de separación o las tasas de dosis para zonas habitualmente ocupadas (véase el apéndice III). Las distancias y las tasas de dosis se presentan a menudo, por conveniencia, en cuadros de separación. Estos criterios de dosis son útiles para determinar la distancia de separación o para fines de cálculo solamente y se deben emplear junto con parámetros hipotéticos pero conservadores para obtener distancias de separación apropiadas. El uso de valores determinados proporciona una garantía razonable de que las dosis reales derivadas del transporte de materiales radiactivos estarán muy por debajo de los límites de dosis anuales medios apropiados [40].

562.5. La utilización de distancias de separación no elimina en sí el requisito de realizar una evaluación radiológica previa, ni garantiza una optimización apropiada para el transporte de materiales radiactivos.

562.6. Los criterios de dosis examinados anteriormente (5 mSv/año y 1 mSv/año) se han utilizado para calcular los cuadros de separación aplicables a las operaciones generales de transporte (es decir, operaciones que incluyen las actividades de todas las prácticas de transporte). En algunos casos quizás sea conveniente que los remitentes y/o los transportistas elaboren cuadros de separación aplicables a determinadas expediciones o campañas de transporte. En esos cálculos deberían definirse bien las características para que el modelo sea, por tanto, más realista. En estos casos los criterios de dosis conexos relativos a la exposición del público deben revisarse a la baja de manera considerable (como puede hacerse también en relación con los trabajadores) para tener en cuenta la posibilidad de exposición a otras operaciones de transporte (u otras fuentes de exposición de los trabajadores).

562.7. Hay muchos aspectos y condiciones específicos de la modalidad de transporte que deberían tenerse en cuenta en los modelos empleados para calcular las distancias de separación. Por ejemplo, debería considerarse cómo la relación entre los índices de transporte acumulados en un lugar y los niveles de radiación en zonas ocupadas se ve afectada por el blindaje y la distancia, y cómo los tiempos de exposición de los trabajadores y los miembros del público dependen de la frecuencia y duración de su viaje junto con los materiales radiactivos. Estas distancias pueden establecerse mediante programas de trabajo en que se utilicen cuestionarios, encuestas y mediciones. En algunas circunstancias la exposición durante un breve tiempo cerca de bultos, por ejemplo, durante inspecciones o trabajos de mantenimiento en viajes marítimos,

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

puede ser más importante que tiempos de exposición más prolongados a tasas de dosis más bajas en zonas más regularmente ocupadas. En el apéndice III figura un ejemplo del uso de un modelo para determinar la separación mínima y las distancias de espaciamiento para aviones de pasajeros y carga.

562.8. Tales cálculos están basados inevitablemente en hipótesis que en circunstancias particulares pueden diferir de los parámetros reales. Los modelos deberían ser fiables y conservadores. Más importante que la base sobre la que se calcularon esas distancias es que el uso de las distancias de separación resultantes redunde en dosis aceptablemente bajas. Sin embargo, como las pautas de transporte están sujetas a cambios, las dosis deberían mantenerse bajo examen.

562.9. No deberían subestimarse las virtudes de la simplicidad. Es más fácil y probable que se cumplan requisitos claros y sencillos que complejos o más rigurosos. Un buen ejemplo de ello es el cuadro simplificado de separación del código IMDG [7], que proporciona distancias prácticas de separación para diferentes tipos de embarcaciones, y la conversión por los operadores de las distancias de separación incluidas en las Instrucciones Técnicas de la OACI [11] a límites de IT por bodega de carga.

562.10. Al calcular las distancias de separación para las zonas de almacenamiento en tránsito, se debería considerar tanto el IT de los bultos como el período de máxima ocupación. Si existe alguna duda con respecto a la eficacia de la distancia, debería hacerse una comprobación usando los instrumentos que sean adecuados para la medición de los niveles de radiación.

562.11. Si se transportan juntas diferentes clases de mercancías peligrosas, existe la posibilidad de que el contenido de los bultos que tengan fugas pueda afectar a la carga contigua, por ejemplo, una fuga de material corrosivo podría reducir la eficacia del sistema de contención de un bulto de materiales radiactivos. Por ello, en algunos casos se ha considerado necesario restringir las clases de mercancías peligrosas que pueden transportarse cerca de otras clases. En algunos casos simplemente puede indicarse las clases de mercancías peligrosas que deben separarse de las otras. Para proporcionar un procedimiento completo y de fácil comprensión de los requisitos, se ha considerado práctico presentar esta información en forma de un cuadro sencillo. En el cuadro 2 se incluye como ejemplo el cuadro de separación incluido en la parte 7 del código IMDG [7].

562.12. Aunque no se trata de una cuestión de protección radiológica, una evaluación del efecto de la radiación en películas rápidas de rayos X en 1947 [41]

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

determinó que estas pueden mostrar un ligero velado después que se revelan al quedar expuestas a dosis superiores a 0,15 mSv de radiación gamma. Esto podría interferir en el uso correcto de la película y propiciar una interpretación incorrecta del diagnóstico. Otros tipos de película también son susceptibles del efecto de velado, aunque las dosis requeridas son mucho más altas. Dado que sería imposible implantar procedimientos de separación que varíen con el tipo de película, las disposiciones del Reglamento de Transporte están concebidas para restringir la exposición de las películas sin revelar de todos los tipos a un nivel no superior a 0,1 mSv durante cualquier trayecto desde el remitente hasta el destinatario.

562.13. Los distintos tiempos de duración relacionados con el transporte marítimo (en función de días o semanas) y el transporte aéreo o terrestre (en función de horas o días) se traducen en la necesidad de utilizar diferentes cuadros de distancias de separación, de modo que la exposición total de la película durante el tránsito sea la misma para cada modalidad. En la distribución y el uso final de la película fotográfica puede intervenir más de una modalidad de transporte y más de una expedición. Así, cuando se establezcan cuadros de distancias de separación para una modalidad de transporte específica, solo debería asignarse a esa modalidad una fracción del límite previsto en el párrafo 562. En el transporte por carretera un conductor puede asegurar una separación suficiente de la película fotográfica transportada en otros vehículos dejando un espacio definido de al menos 2 m alrededor del vehículo al aparcarlo.

562.14. Puesto que los sacos de correo a menudo contienen películas fotográficas sin revelar que no se definen como tales, es prudente proteger estos sacos de la misma manera que se hace con la película fotográfica sin revelar provista de la identificación correspondiente.

Estiba durante el transporte y el almacenamiento en tránsito

564.1. Es preciso sujetar los bultos dentro o sobre los medios de transporte por diversas razones. Debido al movimiento del medio de transporte durante su desplazamiento, los bultos pequeños pueden ser lanzados o caer dentro o sobre el medio de transporte y llegar a dañarse si no se sujetan. Los bultos también se pueden caer del medio de transporte, dando como resultado su pérdida o daño. Los bultos pesados pueden cambiar de posición dentro o sobre un medio de transporte si no son amarrados correctamente, lo que podría hacer inestable el medio de transporte y causar un accidente. Los bultos también deberían inmovilizarse para evitar su movimiento y así asegurar que no se incremente

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO 2. EJEMPLO DE SEPARACIÓN ENTRE DIFERENTES CLASES *(Tomado del código IMDG [7])*

Clase		1.1 1.2 1.5	1.3 1.6	1.4	2.1	2.2	2.3	3	4.1	4.2	4.3	5.1	5.2	6.1	6.2	7	8	9
Explosivos	1.1, 1.2, 1.5	*	*	*	4	2	2	4	4	4	4	4	4	2	4	2	4	X
Explosivos	1.3, 1.6	*	*	*	4	2	2	4	3	3	4	4	4	2	4	2	2	X
Explosivos	1.4	*	*	*	2	1	1	2	2	2	2	2	2	X	4	2	2	X
Gases inflamables	2.1	4	4	2	X	X	X	2	1	2	X	2	2	X	4	2	1	X
Gases no tóxicos, ni inflamables	2.2	2	2	1	X	X	X	1	X	1	X	X	1	X	2	1	X	X
Gases tóxicos	2.3	2	2	1	X	X	X	2	X	2	X	X	2	X	2	1	X	X
Líquidos inflamables	3	4	4	2	2	1	2	X	X	2	1	2	2	X	3	2	X	X
Sólidos inflamables (incluidas las sustancias que reaccionan espontáneamente y sustancias afines y explosivos insensibilizados)	4.1	4	3	2	1	X	X	X	X	1	X	1	2	X	3	2	1	X
Sustancias que pueden experimentar combustión espontánea	4.2	4	3	2	2	1	2	2	1	X	1	2	2	1	3	2	1	X

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO 2. EJEMPLO DE SEPARACIÓN ENTRE DIFERENTES CLASES *(Tomado del código IMDG [7])* (cont.)

Clase		1.1 1.2 1.5	1.3 1.6	1.4	2.1	2.2	2.3	3	4.1	4.2	4.3	5.1	5.2	6.1	6.2	7	8	9
Sustancias que en contacto con agua desprenden gases inflamables	4.3	4	4	2	X	X	X	1	X	1	X	2	2	X	2	2	1	X
Sustancias (agentes) oxidantes	5.1	4	4	2	2	X	X	2	1	2	2	X	2	1	3	1	2	X
Peróxidos orgánicos	5.2	4	4	2	2	1	2	2	2	2	2	2	X	1	3	2	2	X
Sustancias tóxicas	6.1	2	2	X	X	X	X	X	X	1	X	1	1	X	1	X	X	X
Sustancias infecciosas	6.2	4	4	4	4	2	2	3	3	3	2	3	3	1	X	3	3	X
Materiales radiactivos	7	2	2	2	2	1	1	2	2	2	2	1	2	X	3	X	2	X
Sustancias corrosivas	8	4	2	2	1	X	X	X	1	1	1	2	2	X	3	2	X	X
Sustancias y artículos peligrosos diversos	9	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X

Las cifras y los símbolos que aparecen en el cuadro están definidos en el capítulo 7 del código IMDG [7]:

1 — “A distancia de”.

2 — “Separado de”.

3 — “Separado por todo un compartimento o toda una bodega”.

4 — “Separado longitudinalmente por todo un compartimento intermedio o toda una bodega intermedia de”.

X — La separación, cuando proceda, se muestra en la lista de mercancías peligrosas del código IMDG [7].

* — Véase la sección 7.2.7.2 del código IMDG [7].

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

la tasa de dosis de radiación al conductor o a la tripulación en el exterior del medio de transporte.

564.2. En el contexto del Reglamento de Transporte, 'estiba' significa la ubicación dentro o sobre un medio de transporte de un bulto que contiene materiales radiactivos con respecto a otra carga (radiactiva y no radiactiva) y 'sujeción' significa el uso de material absorbente, abrazaderas, inmovilizadores o sistemas de fijación apropiados, para inmovilizar el bulto, previniendo así el movimiento dentro o sobre un medio de transporte durante el transporte rutinario. Cuando un contenedor se utilice para facilitar el transporte de bultos con materiales radiactivos o para actuar como sobreenvase, se deberían adoptar medidas para inmovilizar los bultos dentro del contenedor. Cuando se esté cargando o transportando el contenedor, con objeto de prevenir daños a los bultos, deberían utilizarse métodos de sujeción, por ejemplo, colocar eslingas o echar redes de carga por encima o bien aplicar la compartimentación. Cuando se utilice un contenedor u otro envase de grandes dimensiones a modo de embalaje, debería inmovilizarse el contenido dentro del contenedor para impedir que este se deteriore y se ponga en peligro el sistema de contención o la integridad del blindaje bajo las tensiones estáticas y dinámicas resultantes de la manipulación y las condiciones rutinarias del transporte.

564.3. Véase el apéndice IV para obtener información adicional sobre métodos de sujeción.

565.1. Algunos bultos con materiales radiactivos del Tipo B(U), del Tipo B(M) y del Tipo C pueden emitir calor. Este fenómeno se produce como resultado de la absorción de la energía de las radiaciones en los componentes del bulto y de su conversión en energía térmica, que se transmite a la superficie de los bultos y desde ella al medio ambiente. En tales casos, se incorpora al bulto un mecanismo de disipación térmica, de tal manera que se alcance una condición segura y normal. Por ejemplo, en el caso del Co-60 se producen aproximadamente 15 W por cada 40 TBq. Puesto que la mayoría de esa energía se absorbe en el blindaje del bulto, la carga de calor total puede ser del orden de miles de vatios. El problema puede agravarse si hay varios bultos similares en la expedición. Además de prestarse debida atención a los materiales próximos a los bultos, debería asegurarse que la circulación de aire no quede excesivamente restringida en los compartimentos que contengan los bultos con objeto de no causar un aumento significativo de la temperatura ambiente del área próxima a estos. Los transportistas deberían tener la precaución de no reducir la capacidad de disipación de calor de los bultos cubriéndolos o estibándolos muy juntos o cerca de otra carga que pueda actuar como aislamiento térmico. Cuando

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

los bultos que contienen materiales radiactivos emitan un calor importante, el remitente debe suministrar al transportista instrucciones para su adecuada estiba (véase el párrafo 554).

565.2. Según diversos estudios realizados, si la tasa de generación de calor dentro de un bulto es pequeña (correspondiente a un flujo superficial de calor de menos de 15 W/m^2), el calor puede disiparse por conducción solamente y la temperatura no superará los 50 °C, aun cuando el bulto esté rodeado totalmente por carga a granel. Los espacios de aire entre los bultos permiten que se produzca la suficiente disipación del calor por convección natural del aire.

566.1. Hay dos razones fundamentales para limitar la acumulación de bultos en grupos o en medios de transporte y contenedores. Cuando los bultos están situados muy próximos entre sí deben aplicarse controles para:

i) prevenir niveles de radiación superiores a los admisibles como resultado del efecto acumulativo de los diferentes niveles de radiación de cada uno de los bultos independientes. Para remesas no transportadas en la modalidad de uso exclusivo, esto se consigue limitando el IT. La tasa de dosis máxima teórica a 2 m de la superficie de un vehículo que lleva un IT de 50 se calculaba históricamente como 0,125 mSv/h y se consideraba equivalente a 0,1 mSv/h, ya que era poco probable que se alcanzara el valor máximo. La experiencia ha confirmado la fiabilidad de estos valores;
ii) prevenir la criticidad nuclear limitando la interacción neutrónica entre bultos que contengan sustancias fisionables. Esto quedará asegurado limitando la suma del ISC a 50 en cualquier grupo de bultos (100 en la modalidad de uso exclusivo) y el distanciamiento de 6 m entre grupos de bultos.

566.2. Debería tenerse en cuenta que para el transporte de un contenedor puede haber más de un asiento aplicable en el cuadro 10 o el cuadro 11 del Reglamento de Transporte. Por ejemplo, para un contenedor de gran tamaño transportado en una embarcación marítima no hay límite para el IT o de ISC en lo que respecta a la embarcación, mientras que hay una limitación de IT y de ISC para cualquier bodega, compartimento o zona delimitada de la cubierta. Es también importante observar que varios de los requisitos incluidos en las notas de pie de página son aplicables a algunos transportes. Estas notas de pie de página son requisitos y no solo información.

566.3. Cuando una remesa se transporta en la modalidad de uso exclusivo, no hay ningún límite para el IT a bordo de un solo medio de transporte. Tampoco hay ningún límite para el IT en las remesas de materiales BAE-I.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

567.1. Toda expedición con un ISC mayor de 50 también debe ser transportada en la modalidad de uso exclusivo (véase el párrafo 526.1). La disposición de la carga utilizada como hipótesis en la evaluación de criticidad de los párrafos 684 y 685 consiste en una disposición de bultos idénticos. Un estudio de Mennerdahl [39] sobre la disposición teórica de embalajes que mezclan diferentes diseños de bultos dentro del conjunto indica la posibilidad de que el factor de multiplicación neutrónica aumente en comparación con una disposición de bultos idénticos. Aunque tales disposiciones son improbables en la práctica, debería tenerse cuidado al establecer la disposición de carga para los transportes donde el ISC exceda de 50. También debería prestarse atención a la necesidad de garantizar que al mezclar bultos de diferentes diseños estos se dispongan de manera que se mantenga una configuración segura [40]. Cuando el ISC de un transporte exceda de 50 también se debe obtener una aprobación para la expedición (véase el párrafo 825).

Requisitos complementarios relativos al transporte y el almacenamiento en tránsito de sustancias fisionables

568.1. Para controlar la criticidad nuclear es necesario cumplir el requisito de mantener una separación de 6 m. Cuando dos zonas de almacenamiento estén separadas por una pared, suelo o límite similar, los bultos, sobreenvases y contenedores situados en el lado contrario del límite físico de separación tendrán que almacenarse también a 6 m de separación.

569.1. Véase el párrafo 568.1.

570.1. En el párrafo 570.1 a) y b) se prohíbe la mezcla de bultos en la misma remesa sobre la base de distintas disposiciones o aprobaciones debido a que no se ha demostrado la seguridad de la mezcla en condiciones de accidente de transporte. Si el solicitante desea mezclar bultos exceptuados en virtud de un certificado previsto en el párrafo 417 f) con bultos exceptuados con arreglo a otro certificado previsto en el párrafo 417 f) en la misma remesa, en el certificado de aprobación debe demostrarse y especificarse la seguridad de la mezcla en condiciones de accidente.

570.2. La base de un límite de 45 g por remesa que se establece en los apartados c) y e) se especifica en el párrafo 417.5. El límite de 15 g por remesa no se fijó por motivos técnicos o de seguridad, sino por cuestiones prácticas (protección física).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Requisitos complementarios relativos al transporte por ferrocarril y por carretera

571.1. Véanse los párrafos 543.1 y 544.1.

572.1. Véase el párrafo 544.1.

573.1. Véanse los párrafos 221.1 a 221.6 sobre el uso exclusivo.

573.2. En la mayoría de los casos el nivel de radiación en cualquier punto de la superficie externa de un bulto se limita a 2 mSv/h. Los bultos y sobreenvases que se transporten en la modalidad de uso exclusivo por carretera y por ferrocarril pueden exceder de 2 mSv/h si se restringe el acceso a las áreas cerradas del vehículo. La restricción de acceso a estas áreas se puede conseguir utilizando un vehículo que pueda ser bloqueado mediante una llave o colocando el bulto en una jaula que quede cerrada con llave y atornillada. En algunos casos, la parte superior abierta de un vehículo con paredes laterales puede cubrirse con una lona impermeabilizada, pero generalmente este tipo de cierre no se consideraría suficiente para prevenir el acceso.

573.3. Durante el trayecto no debería hacerse ninguna descarga, ni accederse al área cerrada del vehículo. Si el vehículo va a pasar tiempo en las instalaciones del transportista, debería quedar estacionado en una zona donde esté controlado el acceso y donde no sea probable que permanezca público en general en su proximidad durante un período prolongado. Si es preciso realizar labores de mantenimiento en el vehículo durante un período dilatado, el remitente o el destinatario deberían tomar las correspondientes medidas de protección radiológica, por ejemplo, proporcionando blindajes adicionales y vigilancia radiológica.

573.4. Es indispensable sujetar los bultos y sobreenvases para prevenir su movimiento durante el transporte, lo cual podría hacer que se superaran los límites del nivel de radiación o aumentara la dosis del conductor del vehículo. Para el transporte por carretera los bultos o sobreenvases deberían sujetarse de modo que resistan las fuerzas resultantes de la aceleración, el frenado y los giros previstos en las condiciones de transporte normales. Para el transporte por ferrocarril también deberían sujetarse los bultos para prevenir su desplazamiento durante los cambios de carril. (Véanse los párrafos 564.1 a 564.3.)

573.5. Al establecer la tasa de dosis para un medio de transporte puede tenerse en cuenta el blindaje adicional dentro del medio de transporte. Con todo,

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

la integridad del blindaje debería mantenerse durante el transporte rutinario; de lo contrario, tal vez no se mantengan los límites de radiación del medio de transporte.

573.6. Si bien en el párrafo 573 a) iii) del Reglamento de Transporte se estipula con respecto a las expediciones en las condiciones de uso exclusivo que no debe haber operaciones de carga y descarga durante el recorrido, esto no impide que el transportista que esté realizando remesas de más de un origen asuma la función y la responsabilidad del remitente en el caso de una remesa combinada y sea así designado a los efectos del transporte ulterior en la modalidad de uso exclusivo.

574.1. Las restricciones referentes a las personas a quienes pueda permitirse que estén presentes en los vehículos que llevan bultos radiactivos con niveles significativos de radiación tienen por objeto prevenir exposiciones innecesarias o incontroladas de las personas.

574.2. El término 'ayudante' debería interpretarse, con sujeción a los requisitos del párrafo 303, como cualquier trabajador cuya ocupación en el vehículo tenga relación con el propio vehículo o con la remesa radiactiva. En este término no podría incluirse, por ejemplo, a ningún miembro del público o pasajero si su único propósito en relación con el vehículo fuera el de viajar. Sin embargo, sí podría incluirse a un inspector o monitor de protección radiológica en el curso de sus funciones.

574.3. Los vehículos deberían ser cargados de manera que el nivel de radiación en los lugares ocupados se reduzca al mínimo. Esto se puede conseguir situando los bultos con niveles de radiación más altos lo más lejos posible de la zona ocupada y poniendo los bultos pesados, con niveles de radiación bajos, más cerca de los lugares ocupados. Durante la carga y descarga deberían reducirse al mínimo los tiempos de manipulación directa y usarse dispositivos de manipulación tales como redes o plataformas para aumentar la distancia entre el bulto y el cuerpo. Debería impedirse que el personal permanezca innecesariamente en las zonas donde existan niveles importantes de radiación.

Requisitos complementarios relativos al transporte en embarcaciones

575.1. Cada modalidad de transporte tiene sus propias características. En el caso del transporte marítimo la posibilidad de tiempos de viaje de semanas o meses y la necesidad de una inspección ordinaria continua durante el viaje pueden provocar exposiciones significativas durante el transporte de materiales radiactivos. El mero hecho de tener el uso exclusivo de una bodega, de un compartimento

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

o de un área definida de la cubierta, en particular esto último, no se consideraba que pudiera proporcionar el suficiente control radiológico para los bultos con alto nivel de radiación. Por lo tanto, se establecieron dos restricciones más para los bultos que tuvieran un nivel de radiación superficial mayor de 2 mSv/h: i) estar dentro (o sobre) un vehículo o ii) ser transportados en virtud de un arreglo especial. Es por ello que el acceso y los niveles de radiación se controlan mediante las disposiciones del párrafo 573 establecidas para los vehículos o mediante controles aplicables a las circunstancias en particular establecidos por la autoridad competente de conformidad con lo dispuesto en el arreglo especial.

575.2. El transporte marítimo de cualquier bulto que tenga un nivel de radiación superficial que exceda de 2 mSv/h debe realizarse en las condiciones estipuladas en un arreglo especial, a menos que el bulto se transporte dentro o sobre un vehículo en la modalidad de uso exclusivo y de conformidad con las condiciones del párrafo 574. Sin embargo, en este último caso puede ser conveniente, a los efectos de la protección radiológica, que el capitán del buque o la correspondiente autoridad competente asigne una zona específica para ese vehículo. Esto estaría especialmente indicado para el transporte de vehículos a bordo de transbordadores, entre ellos, los de carga rodada. Se puede obtener información adicional en el código IMDG [7].

576.1. Los simples controles sobre la acumulación de bultos para limitar la exposición a la radiación (párrafo 566) quizás no sean apropiados para buques dedicados al transporte de materiales radiactivos. Como la propia embarcación en sí misma puede transportar remesas de más de un remitente, no se podría considerar que estuviera en la modalidad de uso exclusivo y, por tanto, podrían ser innecesariamente restrictivos los requisitos de los cuadros 10 y 11 del Reglamento de Transporte.

576.2. Las embarcaciones utilizadas exclusivamente para el transporte marítimo de materiales radiactivos se han adaptado y/o se han dedicado específicamente para ese fin. El programa de protección radiológica requerido debería basarse en disposiciones de estiba previamente planificadas, específicas para la embarcación en cuestión y para el número y la naturaleza de los bultos que se van a acarrear. En el programa de protección radiológica debería tenerse en cuenta la naturaleza y la intensidad de la radiación que probablemente emitirán los bultos; también deberían tenerse en cuenta factores de ocupación basados en la duración máxima prevista del viaje. Esta información debería utilizarse para definir los lugares de estiba en relación con los lugares de trabajo normalmente ocupados y los alojamientos con objeto de garantizar la adecuada protección radiológica de las personas. La autoridad competente, normalmente

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

la autoridad competente del Estado de la bandera del buque, puede especificar el número máximo de bultos permitidos, su identificación y contenido, las disposiciones exactas de estiba que hay que observar y los niveles máximos de radiación permitidos en lugares clave. El programa de protección radiológica normalmente exigiría una monitorización adecuada durante la estiba y después que esta terminara, según fuera necesario, para asegurar que no se superen las dosis o las tasas de dosis especificadas. A solicitud de la autoridad competente, deberían proporcionarse los detalles de los resultados de tales inspecciones, incluida cualquier comprobación de la contaminación de los bultos y de los espacios de carga.

576.3. Para los bultos que contengan sustancias fisionables, el programa también debería tener en cuenta la necesidad de un apropiado control de la criticidad nuclear.

576.4. Aunque no formen parte directamente del programa de protección radiológica, deberían considerarse las limitaciones en la estiba asociadas a la emisión de calor de cada bulto. Con este objetivo, se deberían definir los medios para la evacuación del calor, naturales y mecánicos y, si fuera necesario, deberían especificarse las emisiones de calor de cada uno de los bultos.

576.5. Los registros de las mediciones efectuadas durante cada viaje deberían facilitarse a la autoridad competente que los solicitara. Con este método se asegura que el programa de protección radiológica, así como cualquier otro control, han funcionado adecuadamente.

576.6. Por ‘personas especializadas en el transporte de materiales radiactivos’ debería entenderse las personas que poseen conocimientos especiales adecuados para la manipulación de materiales radiactivos.

576.7. Es conveniente que los remitentes y transportistas de combustible nuclear irradiado, plutonio o desechos radiactivos de alta actividad que deseen transportar estos materiales por mar tengan en cuenta el Código para la Seguridad del Transporte de Combustible Nuclear Irradiado, Plutonio y Desechos de Alta Actividad en Bultos a Bordo de los Buques (Código CNI) [8]. Este código clasifica los buques que llevan estos materiales en una de tres clases, según la actividad total de los materiales radiactivos que pueden ser transportados, y define los requisitos para cada clase en relación con la estabilidad en caso de daño, la protección contra incendios, el control de la temperatura de los espacios de carga, los aspectos estructurales, los medios de sujeción de la carga,

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

el suministro eléctrico, los equipos de protección radiológica y los planes de gestión, capacitación y emergencia a bordo.

Requisitos complementarios relativos al transporte por vía aérea

577.1. Estos requisitos están relacionados con la presencia de pasajeros en una aeronave, no con su capacidad para transportar pasajeros. En relación con el párrafo 203, una aeronave equipada para transportar pasajeros, pero que no esté transportando a ningún pasajero en un vuelo, puede cumplir con la definición de una aeronave de carga y puede utilizarse para el transporte de bultos del Tipo B(M) y de remesas en la modalidad de uso exclusivo.

578.1. Las condiciones especiales del transporte aéreo podrían originar un incremento del riesgo en el caso de bultos de los tipos descritos en el párrafo 578. A las altitudes de crucero de la aeronave puede producirse una reducción considerable de la presión atmosférica. Esto se compensa parcialmente mediante sistemas de presurización, aunque esos sistemas nunca deben ser considerados fiables en un 100 %.

578.2. Si se permitiera el venteo, el riesgo aumentaría considerablemente con la reducción de la presión exterior, por lo que sería difícil diseñar un sistema por el que pudiera realizarse un venteo en condiciones de seguridad. Asimismo, sería difícil garantizar la refrigeración auxiliar y otros controles operacionales dentro de una aeronave en condiciones normales y de accidente.

578.3. Todo material pirofórico líquido plantea un riesgo especial en una aeronave en vuelo, y por ello se aplican limitaciones rigurosas a esta clase de materiales. Cuando un material radiactivo tiene como riesgo secundario la pirofosforicidad y también está en forma líquida, hay mayor probabilidad de que ocurra un derrame y, por lo tanto, está absolutamente prohibido transportar tal tipo de sustancias por vía aérea.

579.1. A causa de los niveles de radiación más altos de los que normalmente se permitirían, será necesario adoptar mayores precauciones durante la carga y la manipulación. El requisito de que las remesas con estas características se transporten en virtud de arreglos especiales garantiza la intervención de la autoridad competente y permite especificar medidas de precaución especiales para su manipulación, bien sea durante la carga, en vuelo o en cualquier punto intermedio de trasbordo.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

579.2. La autorización en virtud de arreglos especiales debería incluir aspectos relativos a la manipulación, la carga y las disposiciones durante el vuelo para controlar las dosis de radiación de la tripulación, el personal de ayuda en tierra y otras personas que se vean incidentalmente expuestas. Esto puede hacer necesaria la redacción de instrucciones especiales para los miembros de la tripulación, la notificación a las personas apropiadas, como el personal de la terminal de destino y los puntos intermedios, y el establecimiento de arreglos especiales para el traslado a otras modalidades de transporte.

Requisitos complementarios relativos al transporte por correo

580.1. En el transporte por correo debería prestarse una especial atención a las reglamentaciones postales nacionales para garantizar que estas expediciones sean aceptables para las autoridades postales nacionales.

580.2. En los movimientos por correo los niveles de actividad permitidos son solamente la décima parte de los niveles permitidos en los bultos exceptuados para otras modalidades de transporte, por las siguientes razones:

a) existe la posibilidad de contaminar un gran número de cartas, etc., que posteriormente serían distribuidas, aumentando así el número de personas expuestas a la contaminación;
b) esta mayor reducción de la actividad permitida daría por resultado la consiguiente reducción del nivel de radiación máximo de una fuente que haya perdido su blindaje, resultado que se considera convenientemente conservador en el ámbito postal en comparación con otras modalidades de transporte;
c) un solo saco de correo puede contener una gran cantidad de este tipo de bultos.

581.1. Cuando se expida una autorización para el uso de los servicios postales a una organización, esta debería designar a una persona adecuadamente formada como responsable de estos envíos para garantizar que se cumplan los procedimientos correctos y las limitaciones establecidas.

FORMALIDADES ADUANERAS

582.1. El hecho de que una remesa contenga materiales radiactivos no constituye por sí mismo una razón para excluir tales remesas de las operaciones normales de aduanas. Sin embargo, debido a los riesgos radiológicos

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

asociados a la inspección del contenido de un bulto de materiales radiactivos, la inspección del contenido de tales bultos debería realizarse en condiciones de protección radiológica adecuadas. Debería estar presente una persona con suficientes conocimientos sobre la manipulación de materiales radiactivos, que sea capaz de formular dictámenes correctos en materia de protección radiológica, para garantizar que la inspección se lleve a cabo sin exposiciones indebidas a las radiaciones, tanto del personal de aduanas como de terceros.

582.2. La seguridad del transporte depende en gran medida de las características de seguridad incorporadas en los bultos. Por ello ninguna operación aduanera debería disminuir la seguridad inherente del bulto, dado que posteriormente será expedido hacia su destino. Una vez más, debería estar presente una persona cualificada que ayude a garantizar la idoneidad de los bultos para continuar su transporte. En este contexto, se entenderá por 'persona cualificada' una persona versada en los requisitos reglamentarios sobre transporte, así como en la preparación de bultos que contengan materiales radiactivos para su ulterior transporte.

582.3. Para la inspección de bultos de materiales radiactivos por parte de los funcionarios de aduanas, se considerarán los siguientes aspectos:

a) las formalidades del despacho deberían realizarse lo más rápidamente posible para eliminar retrasos en el despacho de aduanas que puedan disminuir la utilidad de materiales radiactivos valiosos; y
b) cualquier inspección interna que sea necesaria debería realizarse en lugares con instalaciones adecuadas, en que personas cualificadas pudieran poner en práctica los medios de protección radiológica correspondientes.

582.4. Los funcionarios de aduanas deberían tener presente que algunos bultos se utilizan más de una vez y por ello pueden mostrar algún deterioro en las pinturas y también manchas y pequeños desperfectos causados por las condiciones normales de transporte. Esto no significa que el bulto no pueda cumplir sus funciones de seguridad. Si hay alguna duda, y si se observa que un bulto ha sufrido deterioro, el funcionario de aduanas debería suministrar de inmediato la información necesaria a una persona cualificada y cumplir las instrucciones que le imparta esa persona. No debería permitirse a ninguna persona permanecer cerca del bulto (una distancia de separación de 3 m generalmente sería suficiente) o que lo toque, a menos que sea absolutamente necesario. Si es necesaria su manipulación, debería utilizarse una adecuada protección para evitar el contacto directo con el bulto. Después de su manipulación es recomendable lavarse las manos.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

582.5. Cuando sea necesario, los bultos deberían situarse para su almacenamiento temporal en un lugar aislado con acceso controlado. Durante ese almacenamiento, la distancia de separación entre los bultos y las personas debería ser tan grande como sea posible. Deberían fijarse señales de advertencia alrededor de los bultos y del almacén. Debería obtenerse mayor información del remitente, el destinatario o la autoridad competente.

REMESAS QUE NO PUEDAN ENTREGARSE

583.1. Para su separación, véanse los párrafos 562.1 a 562.14 y 568.1.

CONSERVACIÓN Y DISPONIBILIDAD DE LOS DOCUMENTOS DE TRANSPORTE POR PARTE DE LOS TRANSPORTISTAS

584.1. En la edición de 2012 del Reglamento de Transporte se incorporaron los párrafos 584 a 588 de la parte 7, capítulo 1, párrafo 1.2 de las Instrucciones Técnicas de la OACI [11]. Estas disposiciones se han establecido para los Estados que no han aplicado reglamentos sobre el transporte modal a sus reglamentos nacionales, pero que han utilizado el Reglamento de Transporte como su reglamentación nacional para el transporte seguro de materiales radiactivos.

REFERENCIAS DE LA SECCIÓN V

[1] UNITED KINGDOM ATOMIC ENERGY AUTHORITY, Shielding Integrity Testing of Radioactive Material Transport Packaging, Gamma Shielding, Rep. AECP 1056, Part 1, UKAEA, Harwell, UK (1977).

[2] UNITED KINGDOM ATOMIC ENERGY AUTHORITY, Testing the Integrity of Packaging Radiation Shielding by Scanning with Radiation Source and Detector, Rep. AESS 6067, UKAEA, Risley, UK (1977).

[3] BRITISH STANDARDS INSTITUTE, Guide to the Design, Testing and Use of Packaging for the Safe Transport of Radioactive Materials, BS 3895:1976, GR 9, BSI, London (1976).

[4] AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, American National Standard for Leakage Tests on Packages for Shipment of Radioactive Material, Rep. ANSI N14.5-1997, ANSI, New York (1997).

[5] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Safe Transport of Radioactive Material — Leakage Testing on Packages, ISO 12807:1996(E), ISO, Geneva (1996).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[6] ZACHAR, M., PRETESACQUE, P., Burnup credit in spent fuel transport to COGEMA La Hague reprocessing plant, Int. J. Radioact. Mater. Transp. **5** 2–4 (1994) 273–278.

[7] ORGANIZACIÓN MARÍTIMA INTERNACIONAL, Código Marítimo Internacional de Mercancías Peligrosas (IMDG), incluida la Enmienda 35-10, Londres (2010).

[8] ORGANIZACIÓN MARÍTIMA INTERNACIONAL, Código Internacional para la Seguridad del Transporte de Combustible Nuclear Irradiado, Plutonio y Desechos de Alta Actividad en Bultos a Bordo de los Buques (Código CNI), Resolución MSC.178(79), OMI, Londres (2004).

[9] COMISIÓN ECONÓMICA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EUROPA, COMITÉ DE TRANSPORTES INTERIORES, Acuerdo Europeo sobre Transporte Internacional de Mercancías Peligrosas por Carretera (ADR), Edición 2011, CEPE, Ginebra (2011).

[10] COMISIÓN ECONÓMICA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EUROPA, COMITÉ DE TRANSPORTES INTERIORES, Acuerdo Europeo sobre Transporte Internacional de Mercancías Peligrosas por Carretera (ADR), Edición 2011, CEPE, Ginebra (2011).

[11] ORGANIZACIÓN DE AVIACIÓN CIVIL INTERNACIONAL, Instrucciones Técnicas para el Transporte sin Riesgos de Mercancías Peligrosas por Vía Aérea, Edición de 2011-2012, OACI, Montreal (2011).

[12] ORGANIZACIÓN INTERGUBERNAMENTAL PARA LOS TRANSPORTES INTERNACIONALES POR FERROCARRIL, Reglamento relativo al Transporte Internacional por Ferrocarril de Mercancías Peligrosas (RID), Edición de 2007, OTIF, Berna (2006).

[13] ASOCIACIÓN DE TRANSPORTE AÉREO INTERNACIONAL, Reglamentación sobre Mercancías Peligrosas, 48ª edición, IATA, Montreal (2012).

[14] UNIÓN POSTAL UNIVERSAL, Convenio Postal Universal de Río de Janeiro, UPU, Berna (1979).

[15] NACIONES UNIDAS, Recomendaciones relativas al Transporte de Mercancías Peligrosas: Reglamentación Modelo, Decimoséptima edición revisada (ST/SG/AC.10/1/Rev.17) Naciones Unidas, Nueva York y Ginebra (2011).

[16] FAIRBAIRN, A., "The derivation of maximum permissible levels of radioactive surface contamination of transport containers and vehicles", Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials — Notes on Certain Aspects of the Regulations, Safety Series No. 7, IAEA, Vienna (1961).

[17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiological Aspects of Non-fixed Contamination of Packages and Conveyances, IAEA-TECDOC-1449, IAEA, Vienna (2005).

[18] WRIXON, A.D., LINSLEY, G.S., BINNS, K.C., WHITE, D.F., Derived Limits for Surface Contamination, Harwell, Rep. NRPB-DL2, HMSO, London (1979).

[19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Monitoring of Radioactive Contamination on Surfaces, Technical Reports Series No. 120, IAEA, Vienna (1970).

[20] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Recomendaciones de 1990 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica, Publicación ICRP-60, Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR) - EDICOMPLET, S.A., Madrid (1995).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[21] FAW, R.E., Absorbed doses to skin from radionuclide sources on the body surface, Health Phys. **63** (1992) 443–448.

[22] TRAUB, R.J., REECE, W.D., SCHERPELZ, R.I., SIGALLA, L.A., Dose Calculations for Contamination of the Skin Using the Computer Code VARSKIN, Rep. PNL-5610, Battelle Pacific Northwest Labs, Richland, WA (1987).

[23] KOCHER, D.C., ECKERMAN, K.F., Electron dose-rate conversion factors for external exposure of the skin from uniformly deposited activity on the body surface, Health Phys. **53** (1987) 135–141.

[24] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad – Edición provisional, *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* Nº GSR Part3 (Interim), OIEA, Viena (2011).

[25] LAUTERBACH, U., "Radiation level for low specific activity materials in compact stacks", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 80 (Proc. Int. Symp. Berlin, 1980), Bundesanstalt für Materialprüfung, Berlin (1980).

[26] FAIRBAIRN, A., The development of the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, At. Energy Rev. **11** 4 (1973) 843.

[27] GELDER, R., Radiation Exposure from the Normal Transport of Radioactive Materials within the United Kingdom, Rep. NRPB-M255, National Radiological Protection Board, Chilton, UK (1991).

[28] HAMARD, J., et al., "Estimation of the individual and collective doses received by workers and the public during the transport of radioactive materials in France between 1981 and 1990", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 92 (Proc. Int. Symp. Yokohama City, 1992), Science and Technology Agency, Tokyo (1992).

[29] KEMPE, T.F., GRODIN, L., "Radiological impact on the public of transportation for the Canadian Nuclear Fuel Waste Management Program", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 89 (Proc. Int. Symp. Washington, DC, 1989), Oak Ridge Natl Lab., TN (1989).

[30] GELDER, R., Radiological Impact of the Normal Transport of Radioactive Materials by Air, Rep. NRPB M219, National Radiological Protection Board, Chilton, UK (1990).

[31] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment of the Radiological Impact of the Transport of Radioactive Materials, IAEA-TECDOC-398, IAEA, Vienna (1986).

[32] DOARE, O., DIESCHBOURG, K., HUET, C., SERT, G., "UF6 release calculations and radiological and environmental impacts of a UF6 container subject to a long duration fire", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2001 (Proc. Int. Symp. Chicago, 2001), Department of Energy, Washington, DC (2001).

[33] WILSON, C.K., The air transport of radioactive materials, Radiat. Prot. Dosim. **48** 1 (1993) 129–133.

[34] WILSON, C.K., SHAW, K.B., GELDER, R., "Radiation doses arising from the sea transport of radioactive materials", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 89 (Proc. Int. Symp. Washington, DC, 1989), Oak Ridge Natl Lab., TN (1989).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[35] WAMER JONES, S.M., SHAW, K.B., HUGHES, J.S., Survey into the Radiological Impact of the Normal Transport of Radioactive Material by Air — Final Report, Rep. NR PB-W39, National Radiological Protection Board, Chilton, UK (2003).

[36] GELDER, R., SCHWARZ, G., SHAW, K., LANGE, F., "Segregation of packages during transport", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 98 (Proc. Int. Symp. Paris, 1998), Vol. 3, Institut de protection et de sûreté nucléaire, Paris (1998).

[37] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Establishment of Source Related Dose Constraints for Members of the Public: Interim Report for Comment, IAEA-TECDOC-664, IAEA, Vienna (1992).

[38] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Control reglamentario de las descargas radiactivas al medio ambiente, *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* Nº WS-G-2.3, OIEA, Viena (2007).

[39] MENNERDAHL, D., "Mixing of package designs: Nuclear criticality safety", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 86 (Proc. Int. Symp. Davos, 1986), IAEA, Vienna (1987) 167–175.

[40] BOUDIN, X., et al., "Rule relating to the mixing of planar arrays of fissile units", Physics and Methods in Criticality Safety (Proc. Top. Mtg Nashville, 1993), American Nuclear Society, La Grange Park, IL (1994) 102–111.

[41] MIHALCZO, J.T., et al., "Feasibility of subcriticality and NDA measurements for spent fuel by frequency analysis techniques with ^{252}Cf", Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human–Machine Interface Technologies (Proc. Int. Top. Mtg College Station, 1996), Vol. 2, American Nuclear Society, La Grange Park, IL (1996) 883–891.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Sección VI

REQUISITOS RELATIVOS A LOS MATERIALES RADIACTIVOS Y A LOS EMBALAJES Y BULTOS

REQUISITOS RELATIVOS A LOS MATERIALES RADIACTIVOS

Requisitos relativos al material BAE-III

601.1. Véase el párrafo 409.6.

601.2. El límite de la tasa de lixiviación de 0,1 A_2 por semana se dedujo considerando el caso de un bloque de material dentro de su embalaje (por ejemplo, un bidón de acero) que hubiera quedado expuesto a la intemperie y rodeado de suficiente lluvia como para que el bloque se mantuviera envuelto en una película de agua durante una semana. Si este bulto sufriera posteriormente un accidente en su manipulación, parte del líquido podría escapar y, sobre la base del modelo normalizado utilizado para determinar los valores A_2, una persona que estuviera presente podría incorporar en su cuerpo 10^{-4} a 10^{-3} de esa cantidad (véase el apéndice I). Dado que el bulto ha de soportar los ensayos de caída libre y apilamiento previstos en los párrafos 722 y 723, puede darse algún crédito a su capacidad para retener parte de su contenido: tal vez no sea tan bueno como un bulto del Tipo A, pero puede ser lo suficiente para limitar el escape del contenido dispersable de 10^{-3} a 10^{-2}. Puesto que debe limitarse la incorporación corporal total a 10^{-6} A_2 para mantener la coherencia con el grado de seguridad de los bultos del Tipo A, el contenido radiactivo dispersable del bidón (es decir, del líquido) no debe ser superior a 0,1 A_2.

Requisitos relativos a los materiales radiactivos en forma especial

602.1. Los materiales radiactivos en forma especial deben ser de dimensiones razonables para permitir su fácil recuperación o localización tras un incidente o pérdida; de ahí la restricción en cuanto a su dimensión mínima. La cifra de 5 mm es arbitraria pero es práctica y razonable, teniendo presente el tipo de materiales que normalmente son clasificados como materiales radiactivos en forma especial.

603.1. El Reglamento de Transporte trata de asegurar que un bulto que contenga materiales radiactivos en forma especial no libere o disperse su contenido durante un accidente muy grave, debido a la fuga desde la cápsula sellada o a la dispersión

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

o lixiviación de los propios materiales radiactivos, aun cuando el bulto pueda ser destruido (véase el apéndice I). Esto minimiza los posibles daños por inhalación o ingestión, o debidos a la contaminación con los materiales radiactivos. Por esta razón los materiales radiactivos en forma especial han de ser capaces de soportar estrictos ensayos mecánicos y térmicos, análogos a los aplicados a los bultos del Tipo B(U), sin la pérdida o dispersión indebida de materiales radiactivos durante su vida útil.

603.2. El solicitante debería demostrar que la solubilidad del material sometido al ensayo de lixiviación es igual o mayor que la de los materiales radiactivos que realmente se transportarán. Si en el ensayo se utilizara un material con menor contenido radiactivo, los resultados del ensayo deberían ser extrapolados y en ese caso debería demostrarse la validez de esa extrapolación. El solicitante no debería suponer que, solo por el hecho de que el material sea inerte, superará el ensayo de lixiviación sin estar encapsulado. Por ejemplo, pastillas no encapsuladas de Ir-192 no han superado el ensayo de lixiviación [1]. Los valores de lixiviación deberían ser incrementados a escala hasta valores que representen la actividad total y la forma en que será transportada. Para el material contenido en una cápsula sellada pueden utilizarse técnicas adecuadas de evaluación por fugas volumétricas, como los métodos de burbujas en vacío o los de fugas de helio. En este caso todos los parámetros de ensayo que influyan en la sensibilidad deben ser minuciosamente especificados y tenidos en cuenta en la valoración de la pérdida de material radiactivo de los materiales radiactivos en forma especial.

603.3. El Reglamento de Transporte da la opción de realizar otros ensayos alternativos para la evaluación de las fugas en las cápsulas selladas. Cuando, por acuerdo con la autoridad competente, los ensayos de un diseño de cápsula no se realicen con contenido radiactivo, la evaluación de las fugas puede hacerse mediante un método por fugas volumétricas. Una tasa de 10^{-5} Pa·m^3·s^{-1} si se trata de un contenido sólido no lixiviable, y una tasa de 10^{-7} Pa·m^3 s^{-1} para los sólidos lixiviables, los líquidos y los gases, se consideraría en la mayoría de los casos equivalente a la pérdida de los 2 kBq de actividad prevista en el párrafo 603 [2]. Se recomiendan cuatro métodos de ensayo por fugas volumétricas como adecuados para detectar fugas en cápsulas selladas; en el cuadro 3 se enumeran dichos ensayos junto con su sensibilidad:

a) Lixiviable: más del 0,01 % del total de actividad en 100 mL de agua en reposo, a 50 °C durante 4 h, de conformidad con el punto 5.1.1. de la norma ISO 9978:1992 [2].

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

b) No lixiviable: menos del 0,01 % del total de actividad en 100 mL de agua en reposo, a 50 °C durante 4 h, de conformidad con el punto 5.1.1. de la norma ISO 9978:1992 [2].

603.4. Cuando se utilice como sustituto un material que no sea radiactivo, la medición de la fuga de material tiene que referirse al límite de actividad especificado en el párrafo 603 c) del Reglamento de Transporte.

CUADRO 3. COMPARACIÓN DE LOS CUATRO MÉTODOS DE ENSAYO POR FUGAS VOLUMÉTRICAS RECOMENDADOS POR ASTON Y OTROS [3]

Método de ensayo por fuga	Sensibilidad ($Pa \cdot m^3 \cdot s^{-1}$)	Volumen mínimo libre en la cápsula (mm^3)
Burbuja en vacío:		
i) glicol o alcohol isopropílico	10^{-6}	10
ii) agua	10^{-5}	40
Burbujas a presión con alcohol isopropílico	10^{-8}	10
Burbujas en nitrógeno líquido	10^{-8}	2
Presurización con helio	10^{-8}	10

604.1. Cuando una cápsula sellada constituya parte de los materiales radiactivos en forma especial, debería asegurarse que no sea posible la apertura de la cápsula durante su manipulación normal o durante su descarga. De lo contrario, podría ocurrir que los materiales radiactivos se manipulasen o transportasen sin la cápsula protectora.

604.2. En general, se supone que las fuentes selladas que pueden abrirse únicamente mediante técnicas destructivas son las que han sido soldadas. Estas solo pueden abrirse por métodos como mecanizado, aserrado, perforación o corte con soplete. No serían aceptables las que puedan abrirse sin destruir la cápsula, como por ejemplo, las provistas de tapas roscadas o tapones.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Requisitos relativos a los materiales radiactivos de baja dispersión

605.1. Al limitar a 10 mSv/h el nivel de radiación externa a 3 m del material de baja dispersión sin blindaje se asegura que la posible dosis externa sea acorde con las consecuencias potenciales de los accidentes muy graves que afectan a los bultos industriales (véase el párrafo 517).

605.2. Las partículas con un diámetro aerodinámico equivalente (DAE) de hasta aproximadamente 10 µm son respirables y pueden alcanzar regiones profundas de los pulmones, donde pueden ser prolongados los tiempos de eliminación. Las partículas de entre 10 µm y 100 µm de DAE son poco preocupantes en cuanto a la vía de inhalación, pero una vez que se depositan pueden contribuir a otras vías de exposición. Las partículas que tengan más de 100 µm de DAE se depositarán muy rápidamente. Si bien esto podría originar una contaminación localizada en las cercanías inmediatas de un accidente, no representaría un mecanismo significativo de exposición interna.

605.3. En lo referente al material de baja dispersión, la liberación en el aire de materiales radiactivos en forma de gas o de partículas se limita a 100 A_2 cuando el contenido de un bulto del Tipo B(U) se somete a los ensayos mecánico y térmico. Este límite de 100 A_2 se refiere a tamaños de partículas de hasta 100 µm de DAE. Las liberaciones en el aire pueden provocar, a través de diversas vías, la exposición radiológica de personas situadas en la dirección del viento con respecto al lugar donde haya ocurrido un accidente aéreo. Lo primero que hay que tener en cuenta es la incorporación inmediata de materiales radiactivos por inhalación. Otras vías son mucho menos importantes porque su contribución solo es significativa para largos tiempos de permanencia, durante los que pueden adoptarse medidas de intervención para limitar la exposición. Para la vía de inhalación predominarán las partículas por debajo de unos 10 µm de DAE, ya que son respirables. No obstante, en relación con el límite de 100 A_2, se ha elegido cautelosamente un límite superior de hasta 100 µm. De esta manera es lógico asegurar que después del depósito no se recibirán dosis de radiación inaceptables ni por inhalación ni por otras vías de exposición.

605.4. Cuando el material de baja dispersión se somete al ensayo de impacto a alta velocidad puede generarse material en forma de partículas, pero si se cumple el límite de 100 A_2, solo se espera que esté dentro del intervalo de tamaños respirables, por debajo de 10 µm, una pequeña fracción (menos del 10 %) de las que sean de hasta 100 µm. En otras palabras, podría llegar a liberarse en el aire, dentro del intervalo de tamaños respirables, una cantidad de material de baja dispersión equivalente a menos de 10 A_2. Se ha comprobado que para

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

una distancia de referencia de alrededor de 100 m y para una gran variedad de condiciones de dispersión atmosférica, esa actividad liberada daría lugar a una dosis efectiva inferior a 50 mSv.

605.5. En el ensayo térmico podría liberarse una actividad de 100 A_2 de material de baja dispersión en forma gaseosa o de partículas, que serán en su mayoría pequeñas (< 10 μm de DAE) porque los procesos térmicos como la combustión generalmente producen pequeñas partículas. Durante el ensayo térmico reforzado debería prestarse atención a posibles cambios químicos de los materiales que pudieran llevar a la formación de aerosoles, por ejemplo, reacciones químicas inducidas por los productos de combustión. En el caso de un incendio tras un accidente aéreo, la tendencia a ascender de los gases calientes podría generar concentraciones en el aire a nivel del suelo y dosis efectivas potenciales por inhalación, que también se mantendrían por debajo de 50 mSv en un gran número de condiciones de dispersión atmosférica.

605.6. El límite de lixiviación de los materiales radiactivos se aplica al material de baja dispersión para eliminar la posibilidad de disolución y migración de los materiales radiactivos, lo que causaría una contaminación considerable de la tierra y de las vías de agua, aun cuando el material de baja dispersión llegara a salir por completo del embalaje en un accidente muy grave. El límite de 100 A_2 para la lixiviación es el mismo que el que fue definido para la emisión del material al aire a causa del fuego o de un impacto a gran velocidad.

605.7. Para el espécimen sometido al ensayo de impacto deberían tenerse en cuenta las interacciones físicas entre la estructura de la fuente y determinados componentes de materiales que formen parte del material de baja dispersión. Estas interacciones pueden provocar cambios considerables en la forma del material de baja dispersión. Por ejemplo, después del ensayo de impacto a alta velocidad, una sola pastilla de combustible quizás no produzca la misma cantidad de material dispersable que esa misma pastilla incorporada junto a otras dentro de una aguja de combustible. Es importante que el espécimen que se somete a ensayo sea representativo del material de baja dispersión que será transportado.

605.8. En el ensayo de lixiviación el espécimen debería ser una muestra representativa del material de baja dispersión que se ha sometido al ensayo térmico reforzado y al de impacto a alta velocidad. En el caso de que en cada uno de esos ensayos se utilizara un espécimen diferente, se someterían dos muestras al ensayo de lixiviación. Por ejemplo, en el ensayo de impacto el material puede romperse o separarse en diversas formas sólidas, incluso como polvo depositado.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Estas formas constituyen el material de baja dispersión que debería someterse al ensayo de lixiviación.

605.9. Es importante en especial que puedan reproducirse las mediciones de la liberación en el aire y el material lixiviado.

REQUISITOS RELATIVOS A LAS SUSTANCIAS EXCEPTUADAS DE LA CLASIFICACIÓN COMO FISIONABLES

606.1. El párrafo 805 permite que los interesados soliciten la aprobación multilateral para que una sustancia fisionable especificada se trate como subcrítica en cualquier cantidad sin tener en cuenta la acumulación asociada a la seguridad con respecto a la criticidad ni otros controles durante la expedición y sin la necesidad de un embalaje específico. En teoría, estas sustancias fisionables serán subcríticas en cantidades infinitas (es decir, $k_\infty < 1$). Cuando se aplica en virtud del párrafo 417 f), este método es compatible con las disposiciones establecidas en el párrafo 417 a) y b). El solicitante deberá cerciorarse de que la sustancia fisionable especificada está (o será) debidamente caracterizada. Deberá prepararse una justificación detallada de la seguridad en que se indique que la sustancia seguirá siendo subcrítica en condiciones rutinarias, normales y de accidente, como se especifica en el Reglamento de Transporte. En la justificación se haría referencia a los cálculos, el muestreo (por ejemplo, de corrientes de desechos), el ensayo de muestras de sustancias, los registros (por ejemplo, inventarios de sustancias fisionables) y se expondría una argumentación razonada, si procediese. De ser posible, la justificación para la evaluación mencionada en los párrafos 684 b) y 685 b) solo debería aplicarse a las sustancias fisionables sin tener en cuenta las características del embalaje.

606.2. Ejemplos de casos que pueden considerarse apropiados son aquellos en que k_∞ de las sustancias es de carácter subcrítico apropiado o en que la masa/volumen de sustancias necesaria para provocar un riesgo de criticidad es demasiado grande para que sea motivo de preocupación.

Se garantizará la seguridad porque los nucleidos fisionables se distribuyen entre cantidades importantes de sustancias no fisionables. El solicitante deberá especificar los nucleidos fisionables, las cantidades y propiedades de las sustancias no fisionables y su distribución.

Deberá demostrarse que la modificación de la disposición de los nucleidos fisionables (por ejemplo, proporción fisionables/no fisionables) que

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

razonablemente podría producirse en condiciones de transporte rutinarias, normales y de accidente no pondrá en peligro la seguridad con respecto a la criticidad.

Se deberán tener en cuenta las contingencias que se mencionan en el párrafo 673 a) al evaluar la seguridad del material, en particular la adición de agua desde una fuente externa.

El material deberá ser normalmente seguro en el intervalo de temperaturas especificado en el párrafo 679. Con todo, podría relajarse este requisito e imponerse controles operacionales para limitar el transporte a temperaturas ambiente especificadas, con sujeción a la aprobación de la autoridad competente.

Los bultos que contengan este material deberían ser seguros sin que sea necesario controlar la acumulación y esta condición se cumplirá demostrando que la cantidad k_∞ del material es subcrítica. No obstante, con sujeción a la aprobación de la autoridad competente, puede justificarse que aunque $k_\infty > 1$, durante el transporte no podría producirse la cantidad de material necesaria para obtener un valor k_{eff} causante de riesgo. Esto es compatible con lo expuesto en el párrafo 686, que permite que 'N' sea 'efectivamente' igual a infinito en lugar de establecer el requisito de que sea verdaderamente igual a infinito.

En caso de que la naturaleza radiactiva del material requiera el uso de determinado tipo de bulto mínimo (por ejemplo, Tipo A, B(U) o B(M)), esto se podrá tener en cuenta. Otra posibilidad sería especificar la necesidad de utilizar determinado tipo de bulto (pero no de diseño). Solamente podrán invocarse los requisitos de embalaje mencionados en la sección VI del Reglamento de Transporte para el tipo de bulto utilizado. Si es necesario considerar las características concretas de un bulto o diseño específico, lo dispuesto en el presente párrafo no será aplicable y debería presentarse una solicitud de aprobación del diseño de un bulto para sustancias fisionables. Para la aprobación del diseño del bulto se debe especificar de manera pormenorizada el embalaje, a diferencia de lo que se expone en este párrafo. Esta es la diferencia fundamental entre los dos tipos de aprobación.

Quizás sea posible, con la aprobación de la autoridad competente, especificar que el material se transporta en una cantidad mínima para garantizar su protección en caso de un accidente (por ejemplo, inercia térmica).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

606.3. En la justificación de la seguridad técnica debería especificarse lo siguiente:

a) los nucleidos fisionables y las sustancias no fisionables;
b) la distribución de los nucleidos fisionables entre las sustancias no fisionables (por ejemplo, homogeneidad, uniformidad, propiedades químicas y físicas);
c) cómo las disposiciones enunciadas en los apartados a) y b) pueden cambiar en condiciones rutinarias, normales y de accidente (por ejemplo, forma física, inflamabilidad, solubilidad, separabilidad).

606.4. Con respecto a la compatibilidad (párrafo 606 b)), las referencias a 'bulto' en los párrafos 684 b) y 685 b) deberían interpretarse como las sustancias fisionables que van unidas a los embalajes necesarios para garantizar la seguridad radiológica en condiciones normales y de accidente [4].

606.5. Un ejemplo sencillo de materiales que deberían cumplir las disposiciones enunciadas en el párrafo 606 son las pastillas y barras de combustible absorbentes consumibles en que al menos el 2 % en masa de Gd_2O_3 se mezcla con óxidos de uranio poco enriquecido y luego se prensa y sinteriza antes de la expedición.

606.6. Un ejemplo de material que no debería considerarse que cumple lo establecido en el párrafo 606 es el hexafluoruro de uranio enriquecido, ya que su seguridad con respecto a la criticidad depende de su control de moderación. No debería recurrirse a la argumentación de que también es necesaria la contención para prevenir riesgos químicos y radiológicos a fin de reducir la evaluación de la seguridad con respecto a la criticidad a los usos secos del hexafluoruro de uranio.

606.7. Se puede encontrar un ejemplo en las reglamentaciones de los Estados Unidos (10 CFR 71.15 b) y c) [5]) que permiten excepciones para los materiales que contienen:

a) 2000 g de sustancias no fisionables por cada gramo de nucleidos fisionables siempre que se cumpla una especificación de la homogeneidad del material;
b) 200 g de sustancias no fisionables por cada gramo de nucleidos fisionables más un límite por bulto de 15 g de nucleidos fisionables.

Al principio se consideró la posibilidad de incluir estas disposiciones en el Reglamento de Transporte. Con todo, no pudo llegarse a un consenso en cuanto al lenguaje preciso que debería emplearse para especificar la distribución de las sustancias fisionables entre las sustancias no fisionables.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

En el documento NUREG/CR-5342 [6] se presentó una justificación de la seguridad en relación con estas excepciones, a la que siguieron otros documentos que formaron parte de un proceso público de modificación reglamentaria adoptado en los Estados Unidos de América. Los remitentes pueden invocar excepciones similares [7] en cada uno de los Estados Miembros con sujeción a la aprobación multilateral de los materiales de conformidad con lo establecido en el párrafo 606. En la justificación técnica se debería especificar lo siguiente:

a) los nucleidos fisionables y las sustancias no fisionables;
b) la distribución de los nucleidos fisionables entre las sustancias no fisionables (homogeneidad);
c) los requisitos que deben imponerse sobre la estabilidad de las sustancias no fisionables (por ejemplo, sólidas, no inflamables, no solubles, no separables);
d) cómo las disposiciones enunciadas en los apartados b) y c) pueden cambiar en condiciones de accidente;
e) si el análisis incluido en el documento NUREG/CR-5342 [6] es suficiente o si se requiere otra evaluación para demostrar a la autoridad competente que la excepción proporcionará un margen adecuado de seguridad.

606.8. Tal vez sea posible tener en cuenta el volumen o masa limitados de sustancias fisionables presentes en un bulto siempre que ese volumen o masa sea mucho menor que la cantidad requerida para la criticidad, lo cual es compatible con las disposiciones anteriores. Por ejemplo, la disposición que figura en el párrafo 417 b) se ha mantenido en el Reglamento de Transporte durante mucho tiempo. La subcriticidad de una cantidad ilimitada de solución de nitrato de uranilo se aplica al caso de la cristalización total del nitrato de uranilo, pero no si es posible su transformación química en formas de óxido. Se ha considerado demasiado improbable, aunque teóricamente posible, una secuencia que entrañe la transformación de un volumen muy importante de solución procedente de una sola cisterna en una combustión de 30 minutos, su mezcla posterior con agua y su acumulación en una configuración crítica. Se entiende que debe haber un volumen mínimo para prevenir esta situación. También los volúmenes muy pequeños por bulto pueden considerarse subcríticos en la práctica si los materiales presentes en muchos miles de bultos deben transformarse, mezclarse con agua y acumularse en una configuración crítica. Para establecer una nueva disposición podría prohibirse concretamente un intervalo de volúmenes o masas de nucleidos fisionables. Se puede recurrir a argumentaciones razonadas similares para apoyar la aprobación de un material diferente. La aprobación multilateral garantiza una seguridad adecuada.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

606.9. El efecto del embalaje puede tenerse en cuenta si su presencia puede garantizarse. Por ejemplo, el transporte de sustancias fisionables con $k_\infty < 1$, pero que contengan más de varios gramos de plutonio por bulto requeriría un bulto del Tipo B(U) o del Tipo B(M) por razones de seguridad radiológica. Sería permisible tomar en consideración el comportamiento general de los bultos del Tipo B(U) o del Tipo B(M) en condiciones normales y de accidente en la evaluación de este material.

606.10. Un motivo concreto para añadir esta disposición al Reglamento de Transporte fue la posibilidad de justificar las condiciones locales de un país, región o tipo de instalación. Por ejemplo, cuando se conoce bien el origen de una corriente de desechos los requisitos de verificación pueden adaptarse a esa aplicación en particular y las propiedades conocidas de las sustancias fisionables reales y de otros materiales pueden justificarse.

REQUISITOS GENERALES RELATIVOS A TODOS LOS EMBALAJES Y BULTOS

607.1. En el diseño de un bulto con respecto a la manera en que se sujeta (retiene) dentro o sobre el medio de transporte solo se consideran las condiciones de transporte rutinarias (véase el párrafo 613).

607.2. Como ayuda adicional en relación con los métodos para sujetar los bultos dentro o sobre el medio de transporte pueden consultarse los párrafos 564.1 y 564.2 y el apéndice IV.

608.1. En la selección de los materiales de los sistemas de elevación se debería tener cuidado con los materiales que no respondan ante el intervalo de cargas previsto en la manipulación normal. Si se produce una sobrecarga no debería verse afectada la seguridad del bulto. Además, deberían considerarse los efectos del desgaste.

608.2. En el diseño de los sistemas de enganche de los bultos que se icen muchas veces durante su vida útil debería tenerse en cuenta su comportamiento ante la fatiga, para evitar fisuras que provoquen fallos. Cuando se dé por sentado el fallo por fatiga, en el diseño debería considerarse la posibilidad de detectar esas fisuras mediante ensayos no destructivos e incluirse la realización de ensayos apropiados en el programa de mantenimiento del bulto.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

608.3. Los factores de aceleración por carga en las grúas utilizadas para el izado (denominados generalmente ‘factores de tiro’ por el personal encargado de su manipulación) deberían relacionarse con las características de elevación previstas para las grúas que se espera utilizar en estas actividades. Estos factores deberían indicarse con claridad. En el cálculo de los parámetros de respuesta estructural los diseñadores también deberían aplicar al diseño márgenes de seguridad aceptables [8 a 10], además de los factores de aceleración por carga, a fin de asegurar que no haya deformaciones plásticas en ninguna parte del bulto durante su levantamiento con las grúas.

608.4. Debería prestarse especial atención a los dispositivos de elevación utilizados en las instalaciones nucleares. Además de los daños en el propio bulto, la caída de bultos grandes y pesados en zonas vulnerables podría producir la liberación de materiales radiactivos desde otras fuentes de la instalación o un incidente de criticidad u otro suceso que pudiera afectar a la seguridad de la instalación. Para estos puntos de enganche pueden ser necesarios márgenes de seguridad aún superiores a los utilizados en las prácticas normales de ingeniería [8 a 10].

609.1. La finalidad de este requisito es evitar la utilización inadvertida de elementos de los bultos que no estén adecuadamente diseñados para las operaciones de manipulación.

610.1. Se establece este requisito porque las partes que sobresalen en el exterior de un embalaje son vulnerables a impactos durante la manipulación y otras operaciones de transporte. Dichos impactos pueden ocasionar tensiones elevadas en la estructura del embalaje y provocar la perforación o la rotura de la contención.

610.2. En relación con el diseño y el acabado del embalaje, lo primero que debería tenerse en cuenta sería que no se viera menoscabada la eficacia de cualquier otro elemento necesario para dar cumplimiento a otros requisitos del Reglamento de Transporte. Por ejemplo, los dispositivos previstos para la manipulación, operación y estiba deberían diseñarse de modo que, aunque cumplan sus funciones esenciales de conformidad con las disposiciones del Reglamento de Transporte, se reduzcan al mínimo los salientes y las posibles dificultades para la descontaminación.

610.3. Los costos también son un factor que es legítimo considerar para determinar qué es posible hacer. Las medidas encaminadas a cumplir con el párrafo 610 no deben suponer gastos indebidos o que no sean razonables. Por ejemplo, la elección de los materiales y de los métodos de fabricación para

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

un determinado embalaje debería regirse por buenas prácticas de ingeniería, generalmente aceptadas para ese tipo de embalaje, siempre teniendo debidamente en cuenta las disposiciones del párrafo 610, sin que sea preciso recurrir a medidas excesivamente costosas.

610.4. Una superficie exterior con un acabado liso y poco poroso ayuda a la descontaminación y es ya en sí misma menos susceptible a la absorción de la contaminación y a su ulterior lixiviación (‘desabsorción’) que una superficie rugosa.

610.5. Cuando no sea posible diseñar un bulto para que pueda ser descontaminado fácilmente, deberían incluirse otros ‘procesos de limpieza’ para prevenir la contaminación como parte de la justificación de la seguridad del bulto. Tal vez estos deban ser aprobados por la autoridad competente y deban tenerse en cuenta en las instrucciones operacionales para el diseño del bulto. Deberían considerarse también medidas apropiadas del sistema de gestión.

611.1. Se impone este requisito porque la acumulación y retención de agua en el exterior del bulto (procedente de la lluvia o por otras causas) puede menoscabar su integridad a causa de la oxidación o del empapado continuo. Además, el líquido retenido puede lixiviar cualquier contaminación superficial que exista y difundirla al medio ambiente. Finalmente, podría interpretarse por error que el agua que escurriera desde la superficie del bulto, como el agua de lluvia, fuera una fuga del bulto.

611.2. Para el cumplimiento del párrafo 611 deberían aplicarse criterios análogos a los mencionados en los párrafos 610.2 a 610.4.

612.1. La finalidad de este requisito es prevenir acciones como la colocación de herramientas de manipulación, de equipo auxiliar o de piezas de repuesto sobre el bulto o cerca de él, de modo que puedan menoscabarse las funciones previstas de los componentes del embalaje en condiciones de transporte normales o en caso de un accidente.

613.1. Los componentes de un embalaje, como los relacionados con el sistema de contención, los dispositivos de elevación y los sistemas de sujeción, pueden llegar a ‘desajustarse’ debido a la aceleración, vibración o resonancia vibratoria. En el diseño del bulto debería prestarse atención a la necesidad de asegurar que cualquier tuerca, tornillo u otros dispositivos de sujeción permanezcan firmes en las condiciones de transporte rutinarias.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

613.2. En los contenedores utilizados para los bultos del Tipo BI-2, del Tipo BI-3 o del Tipo A que son suficientemente pesados, es indispensable diseñar el contenedor, y el sistema de embalaje o de fijación del contenido dentro del contenedor, para que soporten las aceleraciones que se presentan en las condiciones de transporte rutinarias. El objetivo es prevenir que el contenedor sufra daños causados por el movimiento de los bultos que contenga y evitar que se ponga en peligro su contención o la integridad del blindaje.

614.1. En lo que concierne a la compatibilidad química del contenido radiactivo con los materiales del embalaje y entre los diferentes materiales de los componentes del embalaje, deberían tenerse en cuenta efectos como la corrosión, la fragilización, el envejecimiento acelerado y la disolución de elastómeros y materiales elásticos, la contaminación con sustancias disueltas, el inicio de la polimerización, la pirólisis con producción de gases y las alteraciones de naturaleza química.

614.2. En el análisis de compatibilidad se deberían considerar los materiales que puedan quedar abandonados tras la fabricación, la limpieza o el mantenimiento del embalaje, como agentes limpiadores, grasas, aceites, etc., y también restos del contenido previo del bulto.

614.3. En el análisis de compatibilidad física debería tenerse en cuenta la dilatación térmica de los materiales y del contenido radiactivo dentro del intervalo de temperaturas de interés con el fin de abarcar los cambios de dimensiones, la dureza, y los estados físicos de los materiales y del contenido radiactivo.

614.4. Un aspecto de la compatibilidad física es el espacio vacío que debe haber en el caso de un contenido líquido para evitar el fallo hidráulico a consecuencia de las diferentes tasas de dilatación del contenido y de sus sistemas de contención dentro del intervalo de temperaturas admisible. El volumen libre que permita suficiente espacio vacío puede determinarse considerando lo establecido en las reglamentaciones de transporte para otras mercancías peligrosas con propiedades similares.

615.1. Las cerraduras constituyen probablemente uno de los mejores métodos para evitar la manipulación no autorizada de las válvulas; pueden utilizarse para enclavar directamente la válvula cerrada o bien usarse en una tapa o cubierta que evite el acceso a la válvula. Aunque pueden emplearse precintos para indicar que la válvula no se ha utilizado, no puede confiarse en ellos para evitar la manipulación no autorizada.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

616.1. Los materiales del bulto deben poder soportar los cambios de presión ambiente y temperatura que probablemente ocurran en condiciones de transporte rutinario sin menoscabar los elementos fundamentales de seguridad del bulto.

616.2. Un intervalo de presión ambiente de 60 a 101 kPa y una temperatura ambiente de –40 a 38 °C se consideran generalmente aceptables para el transporte de superficie. Para expediciones por vía terrestre de bultos exceptuados, bultos industriales de los Tipos BI-1, BI-2 y BI-3, y bultos del Tipo B(M) que se efectúen solo dentro de un país o solo entre determinados países, pueden suponerse otras condiciones de temperatura y presión ambiente, siempre que puedan justificarse y que se establezcan controles adecuados para limitar el uso de los bultos dentro de esos países.

617.1. El párrafo 617 tiene la finalidad de demostrar por cálculo u otros métodos que el bulto está correctamente diseñado para transportar el contenido máximo permitido sin superar los límites de los niveles de radiación especificados en el Reglamento de Transporte.

REQUISITOS COMPLEMENTARIOS RELATIVOS A LOS BULTOS TRANSPORTADOS POR VIA AÉREA

619.1. Las restricciones relativas a la temperatura en la superficie son necesarias para proteger las mercancías adyacentes de posibles daños y a las personas que manipulen los bultos durante su carga y descarga. Este requisito es especialmente restrictivo para el transporte aéreo, dada la dificultad de disponer de suficiente espacio libre alrededor de los bultos. Por tal razón, el párrafo 619 se aplica siempre a la modalidad aérea, mientras que en otras pueden aplicarse límites menos restrictivos de temperatura en la superficie si el transporte se realiza en las condiciones de uso exclusivo (véanse los párrafos 654 y 655 del Reglamento de Transporte y los párrafos 654.1 a 654.3 y 655.1 a 655.3). Si en condiciones extremas (véase el párrafo 620), la temperatura ambiente durante el transporte excede de 38 °C, el límite de temperatura en la superficie accesible ya no será aplicable.

619.2. Podrán tenerse en cuenta las barreras o pantallas utilizadas para proteger a las personas sin la necesidad de que sean sometidas a ningún ensayo.

620.1. El intervalo de temperatura ambiente de –40 °C a 55 °C abarca los valores extremos que podrían encontrarse en el transporte aéreo y es el que estipula la OACI [11] para los embalajes de mercancías peligrosas, distintas

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de las ‘mercancías peligrosas en cantidades exceptuadas’, que estén destinados al transporte aéreo.

620.2. Al diseñar la contención debería considerarse el efecto de temperaturas ambiente extremas en las temperaturas resultantes en la superficie, el contenido, las tensiones térmicas y las variaciones de presión, de manera que se asegure la contención de los materiales radiactivos.

621.1. Esta es una disposición semejante a la que estipula la OACI [11] para el transporte aéreo de bultos que contengan determinados materiales peligrosos en forma líquida. La disposición incluye el requisito de que el bulto soporte, sin pérdida ni dispersión del contenido radiactivo del sistema de contención, una presión diferencial de 95 kPa. En la edición de 1996 del Reglamento de Transporte esta disposición se amplió para abarcar todas las formas en que puedan presentarse los materiales radiactivos.

621.2. Durante el vuelo se producirán reducciones de presión debidas a la altitud (véase el párrafo 578.1). La presión diferencial que se produce a una altitud elevada debería tenerse en cuenta en el diseño del embalaje. La presión diferencial de 95 kPa más la presión normal de trabajo máxima (véanse los párrafos 229.1 a 229.3) es la presión diferencial que el diseñador del bulto ha de tener en cuenta, sin pérdida ni dispersión del contenido radiactivo del sistema de contención. Para esta especificación del diseño se ha considerado una despresurización de la aeronave a la altitud máxima de un vuelo de aviación civil con cualquier presión que ya haya dentro del bulto, y con un margen de seguridad).

621.3. Si, dentro de la definición de presión normal de trabajo máxima, la frase “condiciones de temperatura y de irradiación solar correspondientes a las condiciones ambientales” se interpreta que incluye el factor de las condiciones específicas del transporte aéreo (párrafo 620), la presión normal de trabajo máxima proporciona una base adecuada para especificar este requisito. Si se utiliza el intervalo de temperatura que figura en el párrafo 620 (–40 °C a 55 °C), se toma en cuenta el autocalentamiento del contenido del bulto y se considera nula la aportación de radiación solar, ya que el bulto se encuentra dentro de una aeronave, y por tanto, la presión normal de trabajo máxima es compatible con el enfoque de la OACI.

REQUISITOS RELATIVOS A LOS BULTOS EXCEPTUADOS

622.1. Véase el párrafo 515.1.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Requisitos aplicables a bultos industriales del Tipo 1 (Tipo BI-1)

623.1. Según los diferentes niveles de riesgo radiológico de los materiales BAE y OCS, los tres tipos de bultos industriales tienen diferentes funciones de seguridad. Mientras que los bultos del Tipo BI-1 simplemente retienen su contenido radiactivo en las condiciones de transporte rutinarias, los bultos de los Tipos BI-2 y BI-3 brindan protección contra la pérdida o dispersión de su contenido y el aumento del nivel de radiación (véanse los párrafos 624.4 a 624.8) en las condiciones de transporte normales, que por definición (véase el párrafo 106) incluyen pequeños percances, en la medida en que los requisitos de ensayo representan esas condiciones. Además, los bultos del Tipo BI-3 proporcionan la misma integridad en el bulto que la alcanzada en un bulto del Tipo A destinado al transporte de sólidos.

623.2. Ni en los requisitos de diseño estipulados en el Reglamento de Transporte para un bulto industrial, ni en los definidos para el grupo III de embalaje de las Naciones Unidas, se consideran como bultos las vasijas de presión. Al respecto, solo las que tienen un volumen inferior a 450 L, si contienen líquidos, e inferior a 1000 L si contienen gases, pueden considerarse bultos. Las vasijas de presión de volúmenes mayores se definen como cisternas, para las que los párrafos 627 y 628 definen niveles de seguridad comparables. En el caso de que las vasijas de presión sean utilizadas como bultos industriales, deberían considerarse los principios de diseño recogidos en los códigos de vasijas de presión pertinentes para la selección de los materiales, de los procedimientos de cálculo y diseño, y de los requisitos del sistema de gestión para la fabricación y el uso del bulto (por ejemplo, la realización de ensayos de presión por inspectores independientes). Por lo general, se prevé que el espesor relativamente mayor de la pared de las vasijas de presión proporcione seguridad ante las presiones internas de servicio y/o ensayo. Una presión de diseño mayor que la necesaria para abarcar condiciones de servicio correspondientes a la presión de vapor en el límite superior de temperatura suministrará un margen de seguridad ante percances o incluso accidentes, ya que requerirá un mayor espesor de pared. En este caso quizás no sea necesario comprobar la seguridad mediante los ensayos de caída y apilamiento, sino que podría bastar con el ensayo de presión. No obstante, es necesario cerciorarse de la seguridad de los elementos auxiliares de servicio (válvulas, etc.) con respecto a las cargas mecánicas, por ejemplo, mediante el uso de estructuras complementarias de protección.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

623.3. Las vasijas de presión con volúmenes inferiores a 450 L para contenido líquido y 1000 L para contenido gaseoso, y diseñadas para una presión de 265 kPa (véase el párrafo 627 b)) pueden brindar un nivel adecuado de seguridad y, por tanto, tal vez no sea preciso someterlas a los ensayos correspondientes al Tipo BI. Se entiende que se considerarían y aplicarían, según proceda, todas las precauciones especificadas en los códigos pertinentes para el empleo de vasijas de presión.

623.4. Un ejemplo de esta aplicación es el de las vasijas de presión utilizadas para el transporte de hexafluoruro de uranio. Estos cilindros están diseñados para una presión muy superior a la que se genera en condiciones de transporte y de servicio normales. Por tanto, quedan inherentemente protegidos contra las cargas mecánicas.

623.5. El requisito de que exista un espacio vacío (véase el párrafo 649) no se establece para los bultos industriales. Ahora bien, en el caso de contenidos líquidos o de contenidos sólidos que puedan pasar a líquidos si ocurre calentamiento, como el hexafluoruro de uranio, se debería prever suficiente espacio vacío, como se indica en el párrafo 649, para evitar la rotura de la contención. Dicha rotura se puede producir cuando es insuficiente el espacio vacío, sobre todo como resultado de la dilatación del contenido con los cambios de temperatura.

Requisitos relativos a los bultos industriales del Tipo 2 (Tipo BI-2)

624.1. La posibilidad de liberación del contenido de los bultos del Tipo BI-2 exige que se tenga en cuenta una capacidad de contención del bulto para condiciones normales de transporte. Para demostrar que no se produce pérdida o dispersión del contenido es factible cierta simplificación, considerando el carácter prácticamente inmóvil del contenido de algunos materiales BAE y OCS y su actividad específica y contaminación superficial limitadas. (Véanse los párrafos 648.2 a 648.5).

624.2. Véase el párrafo 623.1.

624.3. Para un bulto del Tipo BI-2 previsto para el transporte de un líquido, véanse los párrafos 623.2 a 623.5. Para un bulto del Tipo BI-2 previsto para transportar un gas, véanse los párrafos 623.2 a 623.4. Para un bulto del Tipo BI-2 utilizado para transportar material BAE-III, véase el párrafo 409.6.

624.4. En los bultos que tengan pequeñas deformaciones externas y un desplazamiento mínimo del contenido radiactivo o del blindaje, un cuidadoso

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

examen visual podrá asegurar con suficiencia que el nivel de radiación superficial permanece prácticamente invariable.

624.5. Si se considera que posiblemente se ha incrementado el nivel de radiación superficial máximo, deberían realizarse mediciones radiológicas para confirmarlo.

624.6. El método para evaluar el aumento del nivel de radiación máximo en la superficie varía de un fabricante a otro. Esto puede dar lugar a discrepancias en la evaluación de la capacidad de un bulto para cumplir con los requisitos del párrafo 624 b). Una manera de superar esta dificultad es definir la máxima área superficial del bulto en que se evaluará el nivel de radiación. Así, por ejemplo, pueden realizarse mediciones independientes en áreas inferiores al 10 % de la superficie del área total del bulto. Se puede marcar la superficie del bulto para definir las subdivisiones que se considerarán y pueden hacerse ensayos utilizando una fuente de comprobación adecuada para el bulto (como Co-60 o Na-24 para la mayoría de los bultos que se utilizan o bien nucleidos específicos para un determinado diseño de bulto). Quizás sea necesario considerar el efecto de incrementos localizados de los niveles de radiación al evaluar los aumentos de la tasa de dosis en la superficie.

624.7. El aumento del nivel de radiación máximo debería evaluarse en función de las mediciones realizadas antes y después de los ensayos especificados en el párrafo 624 y los datos resultantes deberían compararse para determinar si el bulto satisface o no el requisito. Los niveles de radiación máximos antes y después del ensayo pueden estar en diferentes posiciones en el bulto.

624.8. El nivel de radiación máximo debería determinarse tomando en cuenta los posibles fenómenos de amplificación, como el desplazamiento interno del contenido o, en el caso de los bultos que contienen líquidos, la separación y precipitación de los radionucleidos.

Requisitos relativos a los bultos industriales del Tipo 3 (Tipo BI-3)

625.1. En relación con la liberación del contenido de los bultos del Tipo BI-3, se impone el mismo requisito de contención que para los bultos del Tipo A para sólidos, teniendo en cuenta los mayores valores de actividad específica que se pueden transportar en los bultos del Tipo BI-3 y la ausencia de controles operacionales en un transporte que no se hace en la modalidad de uso exclusivo. Además, en el caso de los materiales BAE en estado líquido debería preverse suficiente espacio vacío para evitar el fallo hidráulico del sistema de contención.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Estos requisitos son acordes con el enfoque graduado en función del riesgo que se aplica en el Reglamento de Transporte. (Véanse los párrafos 648.2 a 648.5).

625.2. Véase el párrafo 623.1.

625.3. Para un bulto del Tipo BI-3 previsto para el transporte de un líquido, véanse los párrafos 623.2 a 623.5. Para un bulto del Tipo BI-3 previsto para transportar un gas, véanse los párrafos 623.2 a 623.4. Para un bulto del Tipo BI-3 utilizado para transportar un material BAE-III, véase el párrafo 409.6.

Requisitos alternativos aplicables a los bultos industriales del Tipo 2 (Tipo BI-2) y del Tipo 3 (Tipo BI-3)

626.1. Se permite el uso alternativo de embalajes de las Naciones Unidas porque en las Recomendaciones relativas al Transporte de Mercancías Peligrosas: Reglamentación Modelo (‘Recomendaciones de las Naciones Unidas’) [12] se establecen requisitos generales de diseño que son comparables y ensayos de resistencia que se ha estimado que brindan el mismo nivel de seguridad. Mientras que la estanqueidad es también un criterio de aceptación en los ensayos de las Recomendaciones de las Naciones Unidas, no ocurre lo mismo con los requisitos relativos al blindaje estipulados en el Reglamento de Transporte, a los que debería prestarse especial atención cuando se utilicen embalajes de las Naciones Unidas.

626.2. Como los grupos de embalajes I y II de las Naciones Unidas requieren los mismos criterios de ensayo que los bultos del Tipo BI-2, o incluso más estrictos, todos los grupos de embalajes I y II de las Naciones Unidas cumplirán automáticamente los requisitos de ensayo de los del Tipo BI-2, salvo en lo que se indica en el párrafo 626.3. En consecuencia, los embalajes marcados con la X o la Y, según el sistema de las Naciones Unidas, son potencialmente adecuados para el transporte de los materiales BAE y OCS que requieran un bulto del Tipo BI-2 sin un blindaje específico. Para estos bultos debería haber una correspondencia entre el contenido que se transportará y el comprobado en los ensayos de las Naciones Unidas, teniendo en cuenta cuestiones como la densidad relativa máxima, la masa bruta, la presión total máxima, la presión de vapor y la forma en que se presente el contenido.

626.3. Los embalajes de las Naciones Unidas de los grupos de embalajes I y II (es decir, los que cumplen las especificaciones recogidas en el capítulo 6.1 de las Recomendaciones de las Naciones Unidas [12], pueden emplearse como bultos del Tipo BI-2 siempre que no se produzca una pérdida o dispersión del contenido

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

durante los ensayos definidos por las Naciones Unidas o después de ellos. No obstante, debería tenerse en cuenta que la norma de las Naciones Unidas permite una ligera descarga a través del cierre en el momento del impacto siempre que después no ocurra ninguna otra fuga. Esta descarga no cumpliría con el requisito de que no haya pérdida o dispersión del contenido. Además, el contenido previsto debería ser compatible con el permitido para el correspondiente embalaje y no debería ser necesario un blindaje específico. Las restricciones aplicables podrán determinarse a base del marcado de las Naciones Unidas que tiene que aparecer en los embalajes hechos según las especificaciones de las Naciones Unidas.

626.4. Véanse en el párrafo 648.4 ejemplos de métodos que pueden emplearse para comprobar el cumplimiento de lo establecido en el párrafo 626 c) i).

627.1. Se ha comprobado que las cisternas portátiles diseñadas para el transporte de mercancías peligrosas, de conformidad con las reglamentaciones internacionales y nacionales, son seguras durante su manipulación y transporte e incluso en algunos casos, en condiciones de accidente muy grave.

627.2. Los criterios generales de diseño para las cisternas portátiles, en cuanto a su manipulación, apilamiento y transporte seguros, se pueden cumplir si el equipo estructural (armazón) se ha diseñado según la norma ISO 1496-3 [13]. Esta norma establece el uso de un marco estructural en que la cisterna se sujete de manera que toda fuerza estática debida a la manipulación, estiba y transporte no produzca esfuerzos indebidos en su pared.

627.3. Las fuerzas dinámicas en las condiciones de transporte rutinarias se analizan en el apéndice IV.

627.4. Se considera que las cisternas portátiles diseñadas según la norma ISO 1496-3 para los materiales radiactivos (sin otras propiedades peligrosas) [13] son, como mínimo, equivalentes a las diseñadas con arreglo a las normas establecidas en el capítulo 6.7 sobre el transporte multimodal de contenedores cisterna de las Recomendaciones de las Naciones Unidas relativas al Transporte de Mercancías Peligrosas [12].

627.5. Se considerará cumplimentado el requisito de retención del blindaje (párrafo 627 c)) si el material de blindaje permanece en su posición tras los ensayos, no muestra fisuras significativas y no se produce un incremento superior al 20 % en el nivel de radiación, lo que se evaluará mediante cálculos y/o mediciones en las condiciones antes citadas. En las cisternas portátiles que dispongan de un armazón ISO pueden considerarse las superficies del armazón

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

como base para hacer los cálculos o mediciones de los niveles de radiación. (Véanse también los párrafos 624.4 a 624.8).

628.1. Para explicar la equivalencia entre las normas aplicables a cisternas y las establecidas en el párrafo 627 (capítulo 6.7 sobre cisternas portátiles de las Recomendaciones de las Naciones Unidas [12]), se debería hacer referencia al Acuerdo Europeo sobre Transporte Internacional de Mercancías Peligrosas por Carretera (ADR) [14] y al Reglamento relativo al Transporte Internacional por Ferrocarril de Mercancías Peligrosas (RID) [15], en que se han establecido las mismas normas en un correspondiente capítulo 6.7, pero en que las normas equivalentes para camiones cisterna, vagones cisterna y contenedores cisterna se han introducido en un capítulo 6.8 independiente, en que se especifica un nivel de seguridad equivalente aceptable.

629.1. Los contenedores diseñados y ensayados según la norma ISO 1496-1 [16] y aprobados de conformidad con el Convenio CSC [17] se han probado utilizando millones de unidades para asegurar la manipulación y el transporte seguros en condiciones de transporte rutinarias. Hay que señalar, empero, que la norma ISO 1496-1 tiene que ver con cuestiones asociadas al diseño y ensayo de los contenedores, mientras que el Convenio CSC se ocupa fundamentalmente de garantizar que los contenedores sean seguros para el transporte, se mantengan debidamente y sean adecuados para su expedición internacional por todas las modalidades de transporte de superficie. Los ensayos previstos en el Convenio CSC no son equivalentes a los establecidos en la norma ISO 1496-1.

629.2. Los contenedores diseñados y ensayados según la norma ISO 1496-1 [16] se ciñen al transporte de sólidos, ya que no se consideran adecuados para el transporte de líquidos libres o sin embalar o dentro de embalajes no cualificados. Debería prestarse especial atención a los detalles relacionados con la fabricación del contenedor, de manera que se asegure el cumplimiento de los requisitos de contención. Por ejemplo, es más fácil comprobar fugas en las juntas soldadas si estas son visibles. Solo podrán usarse contenedores cerrados para demostrar que se cumple el requisito de contención de los bultos del Tipo BI-2 y del Tipo BI-3, que exige que no se produzca la pérdida o dispersión del contenido radiactivo, y para demostrarlo será necesario efectuar mediciones durante los ensayos y después que hayan terminado.

629.3. Debe demostrarse que los contenedores retienen su contenido a pesar de las aceleraciones que se producen en las condiciones de transporte rutinarias, ya que los ensayos de la norma ISO para los contenedores no incluyen ensayos

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

dinámicos. En la práctica esto quizás requiera la demostración de la contención en las etapas siguientes, teniendo en cuenta el contenido que vaya a transportarse:

a) ensayo de prototipos según la norma ISO 1496 (antes de aplicar las cargas de ensayo, cuando el contenedor está estáticamente cargado y cuando las cargas de ensayo han sido retiradas);
b) producción de cada unidad;
c) mantenimiento;
d) reparación.

629.4. Debe asegurarse que los sistemas de fijación que se empleen para sujetar los objetos dentro del contenedor podrán soportar las cargas típicas de las condiciones de transporte rutinarias. (Véase el apéndice IV).

629.5. Los párrafos 624.1 a 624.8 pueden servir como guía para prevenir la pérdida o dispersión del contenido y el aumento de los niveles de radiación máximos en la superficie.

630.1. Los recipientes intermedios para graneles que se aprueben de conformidad con lo establecido en el capítulo 6.5 de las Recomendaciones de las Naciones Unidas [12], se consideran equivalentes a los bultos diseñados y ensayados según los requisitos definidos para los del Tipo BI-2 y del Tipo BI-3, salvo en lo referente a los requisitos de blindaje. El uso alternativo de recipientes intermedios para graneles se restringe a los que están fabricados en metal solo porque estos se ajustan más a los requisitos definidos para los bultos del Tipo BI-2 y del Tipo BI-3. No se ha podido determinar la necesidad de otros tipos de diseño, ya que no parece que sean apropiados para el transporte de materiales radiactivos.

630.2. Con excepción de los requisitos sobre blindaje, puede demostrarse que los recipientes intermedios para graneles cumplen los requisitos de diseño y de ensayo de resistencia de los bultos del Tipo BI-2 y del Tipo BI-3 cuando se ajustan a lo establecido en el capítulo 6.5 de las Recomendaciones de las Naciones Unidas [12], con el requisito adicional, respecto de los recipientes intermedios para graneles con más de 0,45 m^3 de capacidad, de un ensayo de caída con la orientación que provoque el mayor daño (y no solo sobre la base). Estas recomendaciones incluyen requisitos relativos al diseño y los ensayos de resistencia similares, así como a la aprobación del diseño por parte de la autoridad competente.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

REQUISITOS RELATIVOS A LOS BULTOS QUE CONTENGAN HEXAFLUORURO DE URANIO

631.1. El hexafluoruro de uranio es un material radiactivo que tiene un peligro químico significativo. No obstante, en las Recomendaciones de las Naciones Unidas se estipula que prevalezca su naturaleza radiactiva y que el peligro químico sea considerado secundario respecto del radiactivo [12]. Según el grado de enriquecimiento y la cantidad de uranio fisionable, el hexafluoruro de uranio podría ser transportado, desde el punto de vista radiológico, en bultos industriales exceptuados y en bultos del Tipo A, del Tipo B(U) o del Tipo B(M). Así, las propiedades radiológicas y fisionables del hexafluoruro de uranio se incluyen dentro de otros aspectos del Reglamento de Transporte. Sin embargo, muchos de los requisitos para el hexafluoruro de uranio impuestos en la norma ISO 7195 [18] y los incluidos ahora en el Reglamento de Transporte, no se refieren a los peligros radiológicos y fisionables que plantea el hexafluoruro de uranio, sino a las propiedades físicas y también al peligro de toxicidad química del material cuando es liberado en la atmósfera y reacciona con el agua o el vapor de agua. Además, como estos embalajes se encuentran presurizados durante las operaciones de carga y descarga, tienen que cumplir con las reglamentaciones aplicables a las vasijas de presión, aunque no vayan a estar presurizados en las condiciones de transporte normales. Los requisitos especificados en los párrafos 631 a 634 del Reglamento de Transporte se centran en este asunto y no en los peligros radiológicos o fisionables. Los otros requisitos aplicables del Reglamento de Transporte relativos a la naturaleza radiológica y fisionable del hexafluoruro de uranio cuando es embalado y transportado, y que se encuentran en otros apartados del Reglamento de Transporte, son fundamentales para conseguir la necesaria seguridad durante las operaciones de manipulación y transporte y, por tanto, deberían tenerse en cuenta tanto al embalar el hexafluoruro de uranio como al transportarlo.

631.2. Antes de la primera publicación de la ISO 7195 [18] en 1993, la norma nacional de los Estados Unidos, ANSI N14.1, era la norma utilizada para los cilindros de hexafluoruro de uranio en toda la industria a nivel mundial y se hacía referencia a ella en las publicaciones de la *Colección Seguridad del OIEA*. La norma ISO 7195 se ha publicado como alternativa internacional de la norma ANSI N14.1 sin intención de elaborar o establecer disposiciones nuevas o complementarias. Puede considerarse que los cilindros de hexafluoruro de uranio fabricados, ensayados y conservados con arreglo a la norma N14.1 están en conformidad con la norma ISO 7195 a efectos de dar cumplimiento a lo dispuesto en el Reglamento de Transporte.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

632.1. El nivel de exención de 0,1 kg representa un nivel de seguridad suficiente contra la explosión de pequeños cilindros de hexafluoruro de uranio sin revestimiento [19]. El nivel de 0,1 kg está muy por debajo del límite de riesgo tóxico de 10 kg, según se recoge en las referencias [20, 21].

632.2. Los criterios de aceptación estipulados en el párrafo 632 a) a c) varían según el tipo de ambiente al que se vea expuesto el bulto. En el ensayo de presión específico para los embalajes que contendrán hexafluoruro de uranio (párrafo 718), el criterio de aceptación de que no se produzcan fugas ni tensiones inaceptables podría satisfacerse mediante un ensayo hidrostático del cilindro, en que las fugas podrían ser detectadas observando la pérdida de agua que se produzca desde este. No se incluyen en el ensayo de presión la válvula y el resto del equipo que sea necesario para el servicio (ISO 7195 [18]).

632.3. La superación del ensayo de caída libre (párrafo 722) puede comprobarse realizando un ensayo de fuga de gas acorde con el procedimiento, la presión y la sensibilidad especificados en la norma ISO 7195 para el ensayo de fuga de la válvula [18].

632.4. Los criterios de aceptación que han de cumplirse en el momento en que un bulto con hexafluoruro de uranio se somete al ensayo térmico, o después (párrafo 728), se basan en conceptos que pretenden prevenir la rotura de la pared del cilindro. Con respecto a la liberación permisible, un criterio aceptable sería la demostración de que no ha habido rotura del cilindro; en este caso tampoco se considerarían las fugas en el equipo necesario de mantenimiento, por ejemplo, a través o alrededor de las válvulas. A tono con el principio de que no se produzca la rotura del sistema de contención aplicado en el párrafo 660, sería inaceptable la rotura o un fallo importante de las paredes del cilindro de hexafluoruro de uranio, si bien con la aprobación de la autoridad competente podrían aceptarse fugas de poca importancia a través o alrededor de la válvula o de otra penetración hecha en la pared del cilindro.

632.5. Debido a los problemas ambientales, de salud y de seguridad inherentes, tal vez sea difícil, si no imposible, demostrar el cumplimiento de los requisitos del párrafo 632 con respecto a la fuga, pérdida o dispersión, la rotura las y tensiones mediante ensayos con embalajes que contengan hexafluoruro de uranio. Por ello, para la demostración del cumplimiento quizás se deba depender del uso de sustitutos del hexafluoruro de uranio en los ensayos y hacer referencia a demostraciones anteriores que hayan sido satisfactorias, ensayos de laboratorio, cálculos y argumentaciones razonadas, como se indica en el párrafo 701.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

632.6. Para demostrar que los bultos con hexafluoruro de uranio cumplen los requisitos del párrafo 632 c), el diseñador debería tener en cuenta la influencia de los parámetros que pueden alterar las condiciones termofísicas transitorias del hexafluoruro de uranio y del embalaje que podrían presentarse durante el ensayo térmico. El diseñador debería considerar al menos lo siguiente:

a) las orientaciones más lesivas para el bulto: el cambio en la orientación del bulto podría producir una distribución diferente de las tres fases físicas del hexafluoruro de uranio (sólida, líquida y gaseosa) dentro del bulto y podría llevar a distintas condiciones de presión interna [22, 23].
b) el intervalo completo de los grados de llenado permitidos: la presión dentro del cilindro podría depender, según una función compleja, del grado en que sea llenado. Por ejemplo, para grados de llenado muy pequeños, el hexafluoruro de uranio sólido podría fundirse y evaporarse más rápidamente, acelerando de este modo el incremento de presión dentro del bulto [24].
c) las propiedades reales de los materiales estructurales a altas temperaturas: por ejemplo, a temperaturas por encima de 500 °C se produce una importante reducción de la resistencia a la tensión de la mayoría de los aceros [25].
d) la presencia de defectos metalúrgicos en el material de la estructura podría causar la rotura del bulto. Esto dependería de la magnitud del defecto. La magnitud máxima del defecto en el modelo debería deducirse de los análisis de diseño, del proceso de fabricación y de los criterios de aceptación de la inspección.

El adelgazamiento de la pared del cilindro o de otros componentes del embalaje debido a la corrosión podría mermar su resistencia. El diseñador debería especificar un espesor de pared mínimo que sea aceptable y deberían elaborarse y aplicarse métodos para determinar el espesor de pared, tanto para los cilindros llenos como para los vacíos que se mantengan en servicio [26, 27].

632.7. Los ensayos especificados en el párrafo 632 b) y c) pueden llevarse a cabo en bultos independientes.

633.1. Esta disposición se incluye porque es improbable que se pueda disponer de un dispositivo de alivio de presión lo suficientemente fiable para garantizar el nivel de liberación deseado y el cierre posterior una vez que la presión se reduzca a los niveles aceptables.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

634.1. Los bultos diseñados para contener 0,1 kg o más de hexafluoruro de uranio que no estén concebidos para soportar el ensayo de presión de 2,76 MPa, pero que lo estén para soportar un ensayo de presión de al menos 1,38 MPa, pueden ser utilizados con sujeción a la aprobación de la autoridad competente. Esto se establece para que los diseños de bultos antiguos que pueda demostrarse que son seguros ante la autoridad competente puedan emplearse a reserva de una aprobación multilateral. El diseñador del bulto debería preparar el estudio de seguridad que justifique esta certificación.

634.2. Se ha considerado que los bultos muy grandes con hexafluoruro de uranio que estén diseñados para contener 9000 kg o más del citado contenido y que no se transporten dentro de sobreenvases de protección térmica, disponen posiblemente de suficiente masa térmica para mantenerse expuestos al ensayo del párrafo 728 sin que se produzca la rotura del sistema de contención. Estos bultos pueden ser certificados multilateralmente para el transporte a reserva de la aprobación de la autoridad competente, por lo que su diseñador debería preparar el estudio de seguridad para justificar esa certificación.

634.3. En la figura 2 se incluye una representación gráfica del diseño del bulto y los requisitos de aprobación con respecto al hexafluoruro de uranio. En todos los casos son aplicables los requisitos relativos a las propiedades radiactivas y fisionables del contenido del bulto.

634.4. Véase también el párrafo 632.5.

REQUISITOS RELATIVOS A LOS BULTOS DEL TIPO A

636.1. La dimensión mínima de 10 cm se ha adoptado por varias razones. Un bulto muy pequeño podría perderse u ocultarse en un bolsillo. Conforme a la práctica internacional en el transporte, las etiquetas del bulto tienen que ser de 10 cm cuadrados. Para poder colocar de manera adecuada estas etiquetas las dimensiones de los bultos deberán ser de al menos 10 cm.

637.1. El requisito de que el bulto disponga de un precinto se establece tanto para disuadir de su apertura como para que el receptor del bulto sepa si durante el transporte se ha retirado o no el contenido y/o si se ha forzado o no el embalaje interno. En tanto que el precinto permanezca intacto, el receptor podrá estar seguro de que el contenido es el definido en el etiquetado; si el precinto ha sido dañado, el receptor quedará advertido de que debe tenerse una especial precaución en la manipulación y, en particular, en la apertura del bulto.

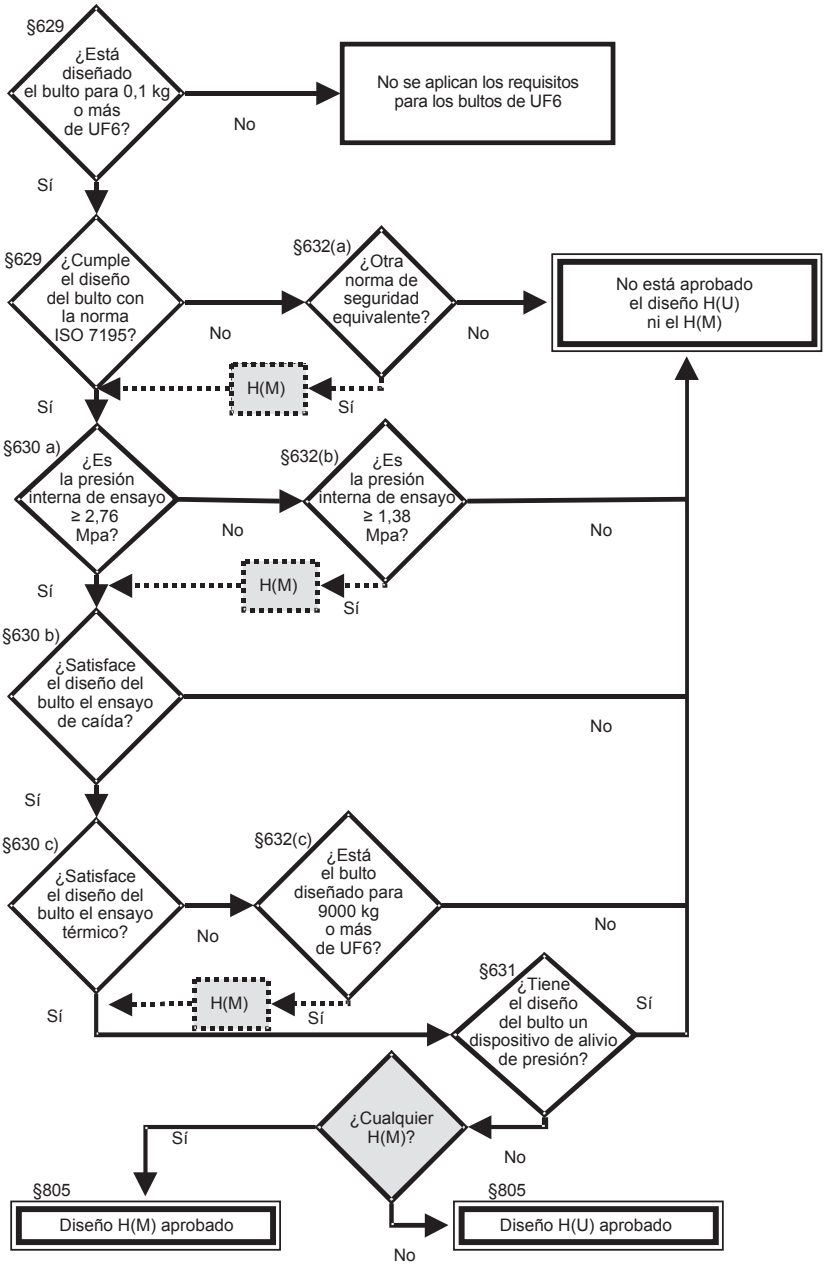


Fig. 2. Representación gráfica del diseño de bulto complementario y los requisitos de aprobación con respecto al hexafluoruro de uranio.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

637.2. El tipo y la masa del bulto condicionarán de manera fundamental el tipo de precinto o sello de seguridad que ha de utilizarse, pero los diseñadores deberían garantizar que el método elegido sea aquel por el que este dispositivo no sufra menoscabo durante la manipulación normal del bulto en el transporte.

637.3. Aunque hay muchos métodos de precintado o sellado, los siguientes son típicos de los bultos de materiales radiactivos:

a) cuando los embalajes sean cajas de cartón puede utilizarse cinta engomada o autoadhesiva que no pueda volver a utilizarse para precintar el bulto (el embalaje exterior y/o la cinta se destruirían en caso de apertura);
b) para el cierre de bidones, recipientes de plomo y acero y pequeñas cajas pueden utilizarse precintos metálicos que se fijan por presión. Los precintos se fijan por presión en el extremo de una banda o cable de cierre y se marcan con una identificación en relieve. El método que se utilice para enclavar el cierre debería ser, en sí mismo, independiente del precinto de seguridad.
c) pueden utilizarse candados en las cajas de madera y también en bultos de acero o de plomo y acero. Se incorpora al diseño de las cajas o de los embalajes un dispositivo como una barra perforada de modo que cuando el candado se introduzca a través de los orificios perforados quede impedido el acceso al bulto.

638.1. Con excepción de las cisternas o de los bultos utilizados como contenedores, la sujeción de los bultos que tengan una masa relativa considerable respecto de la masa del medio de transporte se llevará a cabo, generalmente, empleando un equipo estándar, adecuado para retener esas grandes masas. Dado que el sistema de retención no debe menoscabar las funciones del bulto, en las condiciones normales de carga y en las de accidente quizás sea necesario diseñar la fijación del sistema de sujeción del bulto de manera que esta sea lo primero que falle (lo que se conoce como ‘enlace débil’). Esto se puede conseguir, por ejemplo, diseñando el punto de fijación de modo que admita solo un determinado tamaño máximo de pasador de grillete, o que se mantenga gracias a pasadores que se cortarían o a tornillos que se romperían ante un determinado esfuerzo.

638.2. Los puntos de elevación pueden utilizarse también como dispositivos de sujeción, pero en tal caso deberían diseñarse específicamente para desempeñar ambas funciones. Los puntos de elevación y los dispositivos de sujeción deberían ser marcados claramente para indicar su finalidad, a menos que estén diseñados de tal modo que sea imposible su utilización alternativa, por ejemplo, un sistema de elevación de tipo gancho no se puede utilizar normalmente para la sujeción.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

638.3. También pueden tomarse en consideración las posibles roturas direccionales de los sistemas de sujeción, de modo que además de que se proteja a los trabajadores del transporte en el caso de impactos frontales, el bulto quede protegido contra cargas laterales excesivas en el caso de impactos laterales [28]. Véanse en el apéndice IV más detalles sobre el diseño de los bultos y de sus sistemas de sujeción.

639.1. Los componentes de un bulto del Tipo A deberían diseñarse para temperaturas comprendidas entre –40 °C y 70 °C, que se corresponden con la posible temperatura ambiente dentro de un vehículo o de otro recinto, o con la temperatura del bulto cuando está expuesto a la irradiación solar directa. Este intervalo abarca las condiciones en las cuales es probable que se encuentre en el transporte rutinario y durante el almacenamiento en tránsito. Si existe la posibilidad de que haya un intervalo de temperaturas más amplio durante el transporte o la manipulación, o si hay una generación interna de calor significativa, ello debería tenerse en cuenta en el diseño. Algunas de las cuestiones que quizás sea necesario considerar son:

a) dilatación/contracción de componentes relacionados con las funciones estructurales o de sellado;
b) descomposición o cambios de estado de los materiales de componentes en condiciones extremas;
c) propiedades de tensión/ductilidad y resistencia del bulto; y
d) diseño del blindaje.

640.1. Existen muchas normas nacionales e internacionales (véanse, por ejemplo, las referencias [2, 13, 16, 18 y 29 a 32] que abarcan un espectro muy amplio de influencias de diseño y técnicas de fabricación, tales como códigos de vasijas de presión, normas sobre soldaduras o normas sobre controles de estanqueidad, que pueden utilizarse en el diseño, fabricación y ensayo de los bultos. Siempre que sea posible, los diseñadores y fabricantes deberían seguir esas normas para llevar a cabo y demostrar un adecuado control del conjunto del diseño y de la fabricación de los bultos. El uso de tales normas también supondrá que los procesos de diseño y fabricación serán mejor entendidos por las personas que intervengan en las diversas fases del transporte, en ocasiones de diferentes lugares y Estados Miembros; y lo que es más importante, es mucho menos probable que la integridad del bulto se vea comprometida.

640.2. Cuando se proponga el uso de técnicas de diseño, fabricación o ensayo que sean nuevas o novedosas y no exista una norma apropiada, tal vez el diseñador necesite analizar las propuestas con la autoridad competente para

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

obtener su aceptación. El diseñador, la autoridad competente u otras entidades responsables deberían considerar la posibilidad de elaborar una norma aceptable para cualquier nuevo concepto de diseño, de técnica de fabricación o ensayo, o de material que vaya a ser utilizado.

641.1. Ejemplos de dispositivos y medios de cierre de seguridad que pueden ser adecuados:

a) costuras soldadas;
b) dispositivos roscados;
c) tapas de rosca a presión;
d) cierres fijados a presión;
e) laminado;
f) forjado en frío;
g) material termocontraído; y
h) pegamentos o cintas adhesivas.

Otros métodos también podrían ser adecuados en función del diseño del bulto.

642.1. Cuando el sistema de contención esté constituido en parte por materiales radiactivos en forma especial, debería tomarse en consideración el comportamiento apropiado de los materiales radiactivos en forma especial en las condiciones de transporte rutinarias, normales y de accidente aplicables.

644.1. Algunos materiales pueden reaccionar química o radiolíticamente con algunas de las sustancias destinadas a ser transportadas en bultos del Tipo A. Quizás sea necesario realizar ensayos para determinar la idoneidad de los materiales y asegurar que el sistema de contención no sea susceptible de deteriorarse a causa de las propias reacciones, ni de dañarse por un incremento de presión derivado de esas reacciones.

645.1. Este requisito tiene el objetivo de prevenir una presión diferencial excesiva en un bulto que se haya llenado a nivel del mar (o menos) y que después se transporte por vía terrestre hasta una mayor altitud. El requisito mínimo para los bultos sometidos a variaciones de presión por cambios de altitud es el resultante de los movimientos de superficie hasta altitudes de 4000 m. Si el bulto se cerrara al nivel del mar o menos y se transportara por tierra hasta esa altitud, tendría que ser capaz de soportar la sobrepresión resultante de ese cambio de altitud, así como cualquier sobrepresión que pudiera generar su contenido.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

645.2. Véanse los párrafos 648.2 a 648.5 para obtener asesoramiento sobre el requisito relativo a la retención del contenido radiactivo.

646.1. Para prevenir la contaminación debida a la fuga del contenido a través de las válvulas, el Reglamento de Transporte establece un requisito sobre la existencia de un dispositivo o receptáculo secundario para esas válvulas. Según el modelo de bulto concreto, será adecuado un tipo de dispositivo o de receptáculo que ayude a evitar una operación no autorizada de la válvula o que en caso de fuga evite el escape del contenido.

646.2. Ejemplos de cierres que pueden ser adecuados:

a) tapas huecas para válvulas roscadas provistas de juntas;
b) bridas ciegas para válvulas embridadas provistas de juntas; y
c) tapas o receptáculos para válvulas, provistos de juntas, diseñados específicamente para retener cualquier fuga.

Según el diseño del bulto pueden ser apropiados otros métodos.

647.1. El requisito del párrafo 647 se establece primordialmente para asegurar que el blindaje contra la radiación se mantenga constantemente alrededor de los materiales radiactivos a fin de minimizar cualquier incremento de los niveles de radiación superficial del bulto. Cuando el blindaje constituya una unidad separada, el dispositivo de fijación positiva impedirá la separación del sistema de contención, salvo que se haga intencionadamente.

647.2. Ejemplos de sistemas que pueden ser adecuados:

a) dispositivos de enclavamiento accionados mediante bisagras en las tapas;
b) bastidores atornillados, soldados o provistos de candados alrededor del blindaje contra la radiación; y
c) tapones roscados de blindaje.

Según el diseño del bulto pueden ser apropiados otros métodos.

648.1. El diseño de los bultos del Tipo A y los límites definidos para su contenido limitan intrínsecamente cualquier posible peligro radiológico. A fin de conseguir la adecuada seguridad, en este párrafo se estipulan las restricciones respecto de la liberación del contenido y la degradación del blindaje en las condiciones de transporte normales.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

648.2. Nunca se ha llegado a definir en el Reglamento de Transporte, de manera cuantitativa, una tasa máxima de fuga permitida para el transporte de los bultos del Tipo A en condiciones normales, aunque siempre se ha requerido desde un punto de vista práctico.

648.3. En la práctica es difícil recomendar un solo método de ensayo que pueda abarcar satisfactoriamente la amplia gama de embalajes y contenidos que existen. Puede utilizarse un enfoque cualitativo, en función del embalaje de que se trate y de su contenido radiactivo. Al aplicar el método de ensayo preferido, la presión diferencial máxima utilizada debería ser la derivada del contenido y de las condiciones ambientales previstas. La finalidad de los párrafos 621, 624 a), 648 a) y 651 es garantizar que en condiciones de transporte normales el contenido radiactivo del bulto no pueda escapar en cantidades que puedan crear un riesgo radiológico o de contaminación.

648.4. Para contenidos sólidos, granulares y líquidos, un modo de satisfacer el requisito de que se impida toda pérdida o dispersión sería comprobar el bulto (que contenga material inactivo de control) tras un ensayo de vacío u otros ensayos adecuados para determinar visualmente si se ha producido un escape. Para los líquidos se puede utilizar como indicador un material absorbente. Seguidamente, una cuidadosa inspección visual del bulto puede confirmar si se ha mantenido su integridad y no se han producido fugas. Otro método que puede ser adecuado en algún caso sería pesar el bulto antes y después del ensayo de vacío y así comprobar si han ocurrido fugas.

648.5. Probablemente no sea satisfactoria la comprobación visual de contenidos gaseosos, por lo que puede utilizarse un método de detección por succión o presurización con un gas que sea fácilmente identificable (o con un líquido volátil que origine un gas). También en este caso una minuciosa inspección visual del embalaje puede confirmar que se ha mantenido su integridad y que no existen vías de escape. Otro método de detección sería un simple ensayo de burbujas.

648.6. Véanse los párrafos 624.4 a 624.8 para obtener asesoramiento sobre el aumento de los niveles máximos de radiación superficial.

649.1. El espacio vacío es el espacio lleno de gas en el bulto que sirve para dar cabida a la dilatación del contenido líquido del bulto debida a cambios en las condiciones ambientales y de transporte. Un espacio vacío suficiente permitirá que el sistema de contención no se someta a una excesiva presión causada por la dilatación de sistemas que solo contienen líquidos que, en general, se consideran incompresibles.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

649.2. Al establecer las especificaciones sobre el requisito de mantener un espacio vacío, tal vez sea necesario tener en cuenta los valores extremos de temperatura previstos para los materiales del bulto, –40 °C y 70 °C (véase el párrafo 639). A la temperatura más baja se pueden producir aumentos de presión debidos a la dilatación del material a las temperaturas de transición en que su estado cambia de líquido a sólido. A la temperatura más alta pueden producirse aumentos de presión como resultado de la dilatación o de la evaporación de un contenido líquido. También deben adoptarse medidas para asegurar que no se defina un espacio vacío excesivo que pueda originar oscilaciones dinámicas inaceptables dentro del bulto durante el transporte. Además, durante las operaciones de llenado de grandes cantidades de líquido pueden producirse oscilaciones de nivel o chapoteos, aspecto que tal vez los diseñadores deban tener en cuenta para determinados modelos de bulto.

650.1. Los bultos del Tipo A que contienen líquidos radiactivos deben cumplir requisitos de diseño más estrictos que los que contienen sólidos. El propósito del párrafo 650 a) es demostrar que los bultos del Tipo A para líquidos tienen mayor capacidad para soportar impactos sin que se produzca la fuga del contenido. El propósito del párrafo 650 b) es proporcionar una barrera de seguridad suplementaria que reduzca la probabilidad de escape del líquido radiactivo desde el bulto, incluso si este ocurriera desde los componentes internos de contención primaria.

650.2. El usuario de un bulto del Tipo B(U), del Tipo B(M) o del Tipo C podría querer utilizarlo para transportar menos cantidad de líquido que la correspondiente a A_2 y designar este bulto en los documentos de expedición como un bulto del Tipo A. Esto libera de algunos requisitos administrativos al remitente y al transportista sin que se degrade la seguridad, ya que el bulto tiene mayor integridad que un bulto del Tipo A estándar. En este caso no se requiere cumplir la disposición de añadir material absorbente o un componente secundario de contención exterior.

651.1. Las razones para realizar ensayos adicionales de bultos del Tipo A para gases comprimidos o no comprimidos son similares a las expuestas en relación con los bultos del Tipo A para líquidos (véase el párrafo 650.1). Sin embargo, como en el caso de los gases, un fallo del sistema de contención siempre daría lugar a la liberación del 100 % del contenido, se requiere el ensayo adicional para reducir la probabilidad de fallo de la contención en un accidente de una determinada gravedad y de esta manera conseguir un nivel de riesgo comparable al de un bulto del Tipo A concebido para transportar sólidos dispersables.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

651.2. La excepción de cumplir el requisito del párrafo 651 en relación con los bultos que contengan tritio o gases nobles se basa en los modelos dosimétricos para estos materiales (el sistema Q, véase la explicación en el apéndice I).

651.3. Véase el párrafo 648.5 para obtener información relativa al requisito de impedir la pérdida o dispersión de un contenido radiactivo gaseoso.

REQUISITOS RELATIVOS A LOS BULTOS DEL TIPO B(U)

652.1. El concepto de un bulto del Tipo B(U) radica en que este es capaz de soportar la mayoría de las condiciones de los accidentes muy graves en el transporte sin que se produzca una pérdida de la contención o un incremento del nivel de radiación externa en una magnitud que ponga en peligro al público en general o a quienes participen en las operaciones de salvamento o limpieza. El bulto debería poder ser recuperado de manera segura (véanse los párrafos 509 y 510), aunque no necesariamente se podría volver a utilizar.

653.1. Aunque el requisito del párrafo 639, referido a los bultos del Tipo A, trata de abarcar la mayoría de las condiciones que pueden provocar un fallo del embalaje, por cuestiones específicas de diseño se precisa tener en cuenta otros aspectos en relación con las temperaturas que han de soportar los componentes de los bultos del Tipo B(U). Esto se debe en general a que los bultos del Tipo B(U) pueden estar concebidos para contenidos que generen cantidades significativas de calor, y las temperaturas que tendrían que soportar los componentes en ese diseño pueden rebasar el requisito de 70°C definido para los bultos del Tipo A. El motivo de que se especifique una temperatura ambiente de 38°C para su consideración en el diseño es asegurar que el diseñador tome debidamente en cuenta las temperaturas que tendrán que soportar los componentes y el efecto de ellas en la geometría, el blindaje, la eficiencia, la corrosión y la temperatura superficial del bulto. Además, la disposición de que el bulto pueda permanecer abandonado durante el período de una semana, con una temperatura ambiente de 38°C bajo irradiación solar, trata de asegurar que el bulto alcance o se aproxime a las condiciones de equilibrio y que en esa situación sea capaz de soportar las condiciones de transporte normales, lo que se demuestra al someterlo a los ensayos definidos en los párrafos 719 a 724, sin pérdida de contención o reducción del blindaje contra la radiación.

653.2. En la evaluación en las condiciones de temperatura ambiente se debe tener en cuenta el calor generado por el contenido, que puede ser tal

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

que la temperatura máxima de algunos componentes del bulto pueda superar considerablemente los 70 °C requeridos para un diseño de bulto del Tipo A.

653.3. Véanse también los párrafos 639.1, 655.1, 655.2, 657.1 a 657.9 y 666.1 a 666.3 y el apéndice V.

653.4. Para determinar las temperaturas internas y externas del bulto en condiciones normales pueden realizarse ensayos prácticos en que se utilicen calentadores eléctricos para simular la fuente de calor causada por la desintegración radiactiva del contenido. De esa manera la fuente de calor se puede controlar y medir. Estos ensayos deberían realizarse en un ambiente térmico uniforme y estable (por ejemplo, con una temperatura ambiente prácticamente constante, sin movimiento de aire y con aportaciones mínimas de calor de fuentes externas como la irradiación solar). El bulto y su fuente de calor deberían mantenerse bajo ensayo durante el tiempo suficiente para que pueda alcanzarse la estabilidad de las temperaturas de interés. La temperatura ambiente de ensayo y la fuente interna de calor deberían medirse y usarse para ir ajustando proporcionalmente todas las temperaturas que se midan en el bulto a las que corresponderían a una temperatura ambiente de 38 °C.

653.5. En los ensayos que se realicen en ambientes no controlados (por ejemplo, al aire libre), las variaciones ambientales (por ejemplo, las diurnas) pueden hacer imposible conseguir temperaturas constantes y estables. En tales casos, deberían medirse las temperaturas periódicas cuasi estables (tanto las temperaturas ambiente como las del bulto), lo que permitirá efectuar correlaciones entre la temperatura ambiente y las temperaturas medias en el bulto. Estos resultados, junto con los datos de la fuente interna de calor, pueden emplearse para pronosticar temperaturas del bulto correspondientes a una temperatura ambiente estable de 38 °C.

653.6 En algunos casos las normas nacionales y/o la especificación técnica del contenido de los bultos definen la temperatura máxima permisible; estos límites de temperatura del contenido deberían respetarse.

654.1. Las temperaturas de la superficie de los bultos que contengan materiales radiactivos que generen calor se elevarán por encima de la temperatura ambiente. Por ello es necesario definir restricciones de la temperatura de la superficie de los bultos y así proteger contra posibles daños las mercancías próximas y a las personas que vayan a manipular los bultos durante su carga y descarga.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

654.2. Con un límite de temperatura en la superficie de 50 °C a la temperatura ambiente máxima de 38 °C, el resto de las mercancías no sufrirá un sobrecalentamiento y nadie se quemará al manipular o tocar la superficie de los bultos. Se permite una temperatura mayor en la modalidad de uso exclusivo (salvo para el transporte aéreo) (véase el párrafo 655 del Reglamento de Transporte y los párrafos 655.1 a 655.3).

654.3. En relación con la temperatura en las superficies accesibles, la irradiación solar no precisa ser considerada, de manera que solo se tendrá en cuenta la carga térmica interna. Esta simplificación se justifica por el hecho de que el bulto, con o sin calor interno, experimentaría un aumento de temperatura en la superficie similar al que sufriría si estuviera expuesto al sol.

655.1. El límite de 85 °C de temperatura superficial para bultos del Tipo B(U) en la modalidad de uso exclusivo, que permite controlar suficientemente un posible deterioro de las mercancías que se encuentren en sus proximidades, se requiere para prevenir los daños que podrían sufrir las personas por un contacto fortuito con los bultos. Cuando no sea aplicable el uso exclusivo, o con respecto a todo el transporte por vía aérea, la temperatura superficial se limita a 50 °C para evitar el posible deterioro de las mercancías contiguas a causa del calor. Desde el punto de vista de la seguridad radiológica, las barreras o pantallas que se mencionan en el párrafo 655 no se consideran parte del diseño del bulto y, por lo tanto, se excluyen de cualquiera de los ensayos asociados al diseño del bulto.

655.2. La expresión superficie fácilmente accesible no es una descripción precisa, pero en este manual se interpreta como la superficie que podría tocar de manera casual una persona que no esté relacionada con la operación de transporte. Por ejemplo, aunque el uso de una escalera de mano podría hacer accesible las superficies, esto no sería motivo para considerarlas como superficies fácilmente accesibles. Asimismo, no se considerarían fácilmente accesibles las superficies situadas entre aletas que estén muy juntas. Si las aletas estuvieran muy espaciadas, más o menos a la anchura de la mano de una persona o un poco más, entonces la superficie entre ellas sí se podría considerar como fácilmente accesible.

655.3. Las barreras o pantallas pueden utilizarse como protección contra las temperaturas más elevadas en la superficie y mantenerse en la categoría de aprobación del bulto del Tipo B(U). Un ejemplo sería un bulto con aletas muy próximas, provisto de muñones de elevación, que para ser utilizado tengan que recortarse algunas aletas en la zona inmediata a dichos muñones, de manera que el cuerpo principal del bulto aparezca como una superficie accesible.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Para conseguir la protección se podría emplear una barrera, como una pantalla de metal expandido o un recinto cerrado que impida eficazmente el acceso o contacto de las personas con el bulto durante las operaciones ordinarias de transporte. Tales barreras serían consideradas entonces como superficies accesibles y por ello estarían sometidas al límite de temperatura aplicable. El empleo de barreras o pantallas no debería menoscabar la capacidad del bulto para satisfacer los requisitos de transferencia de calor, ni reducir su seguridad. No es preciso que dichas pantallas u otros dispositivos superen los ensayos reglamentados para la aprobación del diseño del bulto. Esta disposición permite la aprobación de bultos que utilicen estas barreras térmicas sin tener que someterlas a los ensayos que han de resistir los bultos.

656.1. Véase el párrafo 666.1.

657.1. Un bulto puede sufrir calentamiento durante el transporte debido a la irradiación solar. Como resultado de este calentamiento se incrementará la temperatura del bulto. Para evitar dificultades al tratar de considerar todas las variables de forma precisa, se han acordado a escala internacional los valores de irradiación solar (véase el cuadro 12 del Reglamento de Transporte). Los valores de irradiación solar se especifican como flujos uniformes de calor durante 12 h, seguidos de 12 h de irradiación solar nula. Se supone que los bultos están en un espacio abierto; por tanto, no se consideran ni sombras ni reflexiones procedentes de estructuras adyacentes. El cuadro 12 del Reglamento de Transporte muestra un valor máximo de irradiación solar para una superficie horizontal colocada boca arriba y un valor nulo para una superficie horizontal colocada boca abajo que no recibe irradiación solar. Se supone que una superficie vertical solo es calentada durante la mitad del día y con la mitad de eficiencia; por ello, el valor para la irradiación solar de una superficie vertical recogido en el cuadro representa un cuarto del valor máximo definido para las superficies horizontales colocadas boca arriba. La ubicación de las superficies curvas varía de orientación entre la posición horizontal y la vertical y por ello se le asigna cautelosamente la mitad del valor máximo definido para las superficies horizontales colocadas boca arriba. La utilización de estos valores acordados asegura la uniformidad en cualquier evaluación de seguridad, y suministra una base de cálculo común.

657.2. Los datos de irradiación solar recogidos en el cuadro 12 del Reglamento de Transporte son flujos uniformes de calor. Se refieren a los niveles alcanzados a las 12 h (diurnas) seguidas de 12 h sin irradiación solar (nocturnas). La función cíclica que representa la irradiación solar debería aplicarse hasta que las temperaturas de análisis alcancen un comportamiento periódico estable.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

657.3. Un método simple, aunque conservador, para evaluar los efectos de la irradiación solar es aplicar un flujo uniforme y continuo de calor para los valores mencionados en el cuadro 12 del Reglamento de Transporte. Esto evita la necesidad de realizar análisis de transitorios térmicos y solo se precisa un simple análisis en estado estable.

657.4. Para obtener un modelo más preciso se puede utilizar una función sinusoidal que represente la variación del flujo de calor con respecto al tiempo durante las horas diurnas para superficies planas o curvas. Se requiere que la carga de calor integrada (total) en una superficie, entre la salida y la puesta del sol, sea igual al valor de calor total correspondiente a los valores del cuadro a las 12 horas (por ejemplo, multiplicando el valor del cuadro por 12 h para obtener la carga total de calor en W/m^2). En este modelo el flujo de calor será cero entre la puesta y la salida del sol. El modelo cíclico de irradiación solar debería aplicarse hasta que las temperaturas de interés alcancen las condiciones de comportamiento periódico estable.

657.5. En la figura 3 se presenta una sección transversal horizontal de un bulto con superficies planas. Los valores del cuadro 12 se aplican de la manera siguiente:

a) para (caso 1) cualquier superficie plana horizontal colocada boca abajo (que no pueda recibir irradiación solar), se aplica el valor nulo del cuadro 12;
b) para (caso 2) cualquier superficie plana horizontal colocada boca arriba, se aplica el valor horizontal de 800 W/m^2 del cuadro 12;
c) para (caso 3) cualquier superficie plana vertical (es decir, dentro de los 15º de la vertical) y para (caso 4) cualquier superficie plana inclinada hacia abajo, se aplica el valor de 200 W/m^2 de las superficies planas transportadas verticalmente del cuadro 12;
d) para (caso 5) cualquier superficie plana inclinada hacia arriba, se aplica el valor de 400 W/m^2 de todas las demás superficies del cuadro 12.

657.6. En la figura 4 se presenta una sección transversal vertical de un bulto con superficies curvas y superficies verticales planas. Los valores del cuadro 12 se aplican para las superficies curvas. En el cuadro 12 los valores se aplican de la manera siguiente:

a) para (caso 3) cualquier superficie plana vertical (es decir, dentro de los 15° de la vertical), se aplica el valor de 200 W/m^2 de las superficies planas transportadas verticalmente del cuadro 12;

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

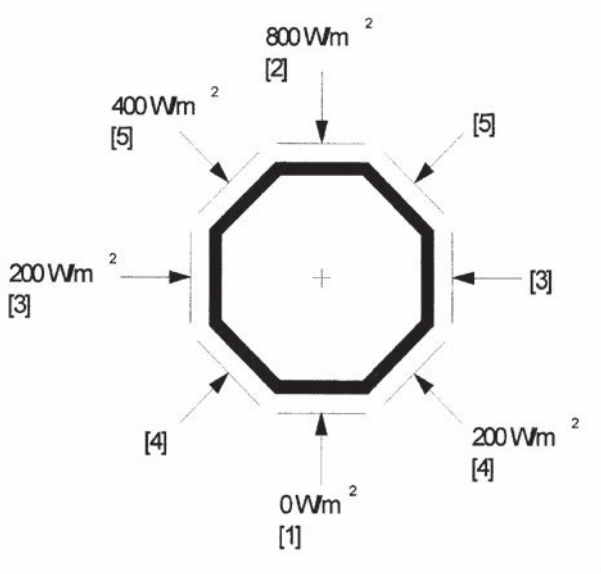


Fig. 3. Sección transversal horizontal de un bulto con superficies planas (los números [1 a 5] indican los casos).

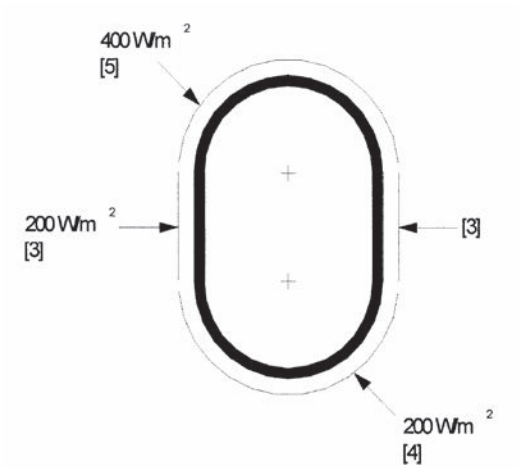


Fig. 4. Sección transversal vertical de un bulto con superficies curvas (los números [3 a 5] indican los casos).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

b) para (caso 4) cualesquiera superficies curvas colocadas boca abajo, se aplica el valor de 200 W/m^2 de otras superficies colocadas boca abajo del cuadro 12;
c) para (caso 5) cualesquiera superficies curvas colocadas boca arriba, se aplica el valor de 400 W/m^2 de todas las demás superficies del cuadro 12.

657.7. En la evaluación térmica pueden tenerse en cuenta los componentes del bulto que reduzcan la irradiación solar en cualquiera de las superficies (es decir, que proporcionen sombra solar a la superficie del bulto). La reducción de la irradiación solar por esos componentes no debería considerarse en el análisis térmico si su eficacia se reduce al someter el bulto a los ensayos de condiciones de transporte normales.

657.8. La transferencia de calor depende de la capacidad de emisión y de absorción de calor de la superficie y, por tanto, pueden tenerse en cuenta las variaciones de estas propiedades. Estas propiedades de la superficie dependen de la longitud de onda. Mientras que la irradiación solar entraña alta temperatura y radiación de baja longitud de onda, la emitida desde la superficie del bulto se corresponde con una temperatura relativamente baja y una radiación de mayor longitud de onda. En muchos casos la capacidad de absorción será más baja que la de emisión; por ello, si se utiliza el valor más alto en ambos, se tendrá mayor margen de seguridad cuando el objetivo sea la disipación del calor. En otros casos, pueden aprovecharse las diferencias que de manera natural se producen en estas propiedades o bien puede tratarse la superficie con el fin de aprovechar esas diferencias y así reducir el efecto de la irradiación solar. Cuando las diferencias en las propiedades de la superficie se utilicen como medio de protección térmica para reducir los efectos de la irradiación solar, debería demostrarse que el sistema de protección térmica funciona adecuadamente y que se mantiene intacto en las condiciones de transporte normales. Se dispone de varias fuentes de datos publicados en que se indican las propiedades específicas de los materiales a determinados intervalos de temperatura que proporcionan valores realistas con respecto a la capacidad de emisión y absorción, por ejemplo, la referencia [33].

657.9. La evaluación de la temperatura del bulto en el transporte de materiales radiactivos puede realizarse por análisis o mediante ensayos. Si se utilizan los ensayos, deberían realizarse con modelos a escala real. Si la fuente de radiación no es la luz solar, deberían tenerse en cuenta las diferencias entre la longitud de onda solar y la de la fuente que se utilice. El ensayo debería continuar hasta que se consiga el equilibrio térmico (o el estado estable constante o el estado estable periódico, según la fuente). Cuando sea necesario, deberían hacerse correcciones de la temperatura ambiente y el calor interno.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

658.1. En general, las cubiertas que se utilizan para dar protección térmica se clasifican en dos grupos: las que experimentan un cambio químico debido al calor (por ejemplo, ablativos e intumescentes) y las que suministran una barrera de aislamiento fija (incluidos los materiales cerámicos).

658.2. Ambos grupos son susceptibles de sufrir daño mecánico. Los materiales de tipo ablativo e intumescente son blandos y pueden dañarse al rozar contra superficies ásperas (como el hormigón o la grava) o por el movimiento de objetos duros contra ellos. Por el contrario, los materiales cerámicos son muy duros, pero normalmente son frágiles e incapaces de absorber los golpes sin que se produzca su fisuración o fractura.

658.3. Entre los incidentes usuales que pueden causar daño a los materiales de protección térmica se incluyen: el movimiento del bulto con respecto a las superficies del vehículo con las que contacta durante el transporte; su deslizamiento por una carretera con una superficie de grava; su deslizamiento sobre una vía de tren dañada o contra el borde de un componente metálico; su levantamiento o descenso golpeando contra la cabeza de tornillos o contra estructuras o equipos contiguos; el impacto contra otros bultos (aunque no contengan materiales radiactivos) durante su estiba o transporte; y muchas otras situaciones que no se derivarían de los ensayos establecidos en los párrafos 722 a 727. Los bultos que se someten a un ensayo de caída libre simple no sufren en su superficie daños representativos debidos a la acción de rodamiento y deslizamiento que normalmente se asocia al accidente de un vehículo, y los bultos que se someten al ensayo térmico posterior pueden tener una cubierta que podría dañarse en las condiciones de accidente real.

658.4. El daño a la cubierta de protección térmica podría reducir la eficacia de la cubierta o, al menos, de parte de la superficie. El diseñador del bulto debería analizar los efectos de este tipo de daños.

658.5. También es preciso tener en cuenta los efectos del envejecimiento y de las condiciones ambientales en los materiales de protección. Las propiedades de algunos materiales pueden cambiar con el transcurso del tiempo y con la temperatura, la humedad u otras condiciones.

658.6. Una cubierta puede protegerse añadiéndole materiales que favorezcan el deslizamiento o parachoques que prevengan el deslizamiento o el rozamiento contra los materiales. Una cubierta externa duradera de metal o un sobreenvase pueden ofrecer una buena protección, aunque también alterar el adecuado comportamiento térmico del bulto. También la superficie externa del bulto

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

puede diseñarse de manera que pueda aplicarse protección térmica dentro de las cavidades del bulto.

658.7. Con la aprobación de la autoridad competente, podrán realizarse ensayos térmicos con daños arbitrarios a la protección térmica del bulto para demostrar la eficacia de la protección térmica dañada, en los que se podrá comprobar que los resultados de los daños serán conservadores.

659.1. En la edición de 1967 del Reglamento de Transporte se estableció por primera vez el concepto de la especificación de criterios de contención para bultos con grandes fuentes radiactivas en función de la pérdida de actividad con respecto a condiciones de ensayo especificadas.

659.2. El límite máximo de $A_2 \times 10^{-6}$ por hora en la tasa de liberación para bultos del Tipo B(U), tras sufrir los ensayos destinados a demostrar su capacidad para soportar las condiciones de transporte normales, se definió en un principio considerando las condiciones más desfavorables que se podrían esperar. Se interpretó que esto se correspondía con la exposición de un trabajador a la fuga de materiales radiactivos desde un bulto transportado por carretera dentro de un vehículo cerrado. El principio de diseño consagrado en el Reglamento de Transporte establece que debería impedirse la fuga radiactiva desde un bulto del Tipo B(U). Sin embargo, como no puede garantizarse la contención absoluta, el propósito de las tasas máximas de 'fuga de actividad' es permitir la especificación de procedimientos de ensayo apropiados y prácticos, que estén asociados a criterios aceptables de protección radiológica. El modelo utilizado en el cálculo de la tasa de liberación de $A_2 \times 10^{-6}$ por hora se analiza en el apéndice I.

659.3. En el texto revisado de la edición de 1973 (enmendada) del Reglamento de Transporte se estipulaba en relación con un determinado radionucleido en el bulto que el nivel de radiación a 1 m de la superficie del bulto del Tipo B(U) no debía exceder de 100 veces el valor registrado antes de los ensayos relativos a las condiciones de accidente. Este requisito suponía, en el caso de bultos diseñados para transportar otros radionucleidos, una restricción poco realista en el diseño. Por ello, desde la edición de 1985 del Reglamento de Transporte se estableció un nivel de radiación máximo de 10 mSv/h, independientemente del radionucleido.

659.4. Los límites de liberación desde los bultos del Tipo B(U) no superiores a 10 A_2 para el Kr-85 y no superiores a A_2 para todos los demás radionucleidos, en el período de una semana, tras ser sometidos los bultos a los ensayos

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de condiciones de transporte normales y de accidente, representan una simplificación respecto de las disposiciones de la edición de 1973 del Reglamento de Transporte. Este cambio se introdujo al reconocer que el límite para el bulto del Tipo B(U) parecía ser excesivamente restrictivo, en comparación con las normas de seguridad aplicadas habitualmente en los emplazamientos de las centrales nucleares [34, 35], en especial para los casos de accidente muy grave que se prevé que sucedan con muy poca frecuencia. En otras referencias [36] se analizan en detalle las consecuencias radiológicas de una liberación de A_2 desde un bulto del Tipo B(U) en las condiciones de accidente. Teniendo en cuenta que los accidentes de la gravedad que se simula en los ensayos definidos en el Reglamento de Transporte para los bultos del Tipo B(U) provocarían condiciones en las cuales todas las personas que se encontraran en la inmediata cercanía de los bultos dañados serían rápidamente evacuadas o actuarían bajo el control y supervisión del personal experto en protección radiológica, será improbable que la exposición incidental de personas presentes cerca de la zona del accidente exceda de los límites anuales de dosis o de incorporación establecidos para los trabajadores en las NBS. La disposición en particular para el Kr-85, único radionucleido que como gas noble tiene importancia práctica en las expediciones de combustible irradiado, se deriva de un análisis específico de las consecuencias dosimétricas de la exposición a una nube radiactiva, para lo que no es adecuado el uso de los modelos utilizados en el cálculo de los valores A_2 para los radionucleidos no gaseosos ([37] y véase I-81).

659.5. El Reglamento de Transporte estipula que los bultos del Tipo B(U) se diseñen de manera que se restrinja la pérdida del contenido radiactivo hasta un nivel aceptablemente bajo. Ello se especifica como una liberación permitida de materiales radiactivos expresada como una fracción de A_2 por unidad de tiempo para condiciones de transporte normales y de accidente. Estos criterios tienen la ventaja de expresar el resultado deseado de la contención en función del parámetro de interés primario: el peligro potencial del radionucleido concreto presente en el bulto. La desventaja del método es que la medición directa es normalmente impracticable y es necesario llevarla a cabo para cada uno de los radionucleidos de que se trate, en la forma física y química que se espera que tengan tras los ensayos mecánico, térmico y de inmersión. Es más factible aplicar métodos reconocidos de ensayo de fugas, como los ensayos de fuga de gas; véase la norma ANSI N14.5 [31] y la norma ISO 12807 [32]. En general los ensayos de fugas miden el flujo de material que atraviesa una barrera de contención. El flujo puede contener un material trazador como un gas, líquido, polvo o el contenido real o simulado. Por tanto, debería definirse un procedimiento que correlacionara el flujo que se mida con la fuga de materiales radiactivos que se esperaría en las condiciones de referencia. Esta fuga de materiales radiactivos

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

podrá compararse entonces con la tasa máxima de fuga de materiales radiactivos que permite el Reglamento de Transporte. Si el material trazador es un gas, se puede determinar la tasa de fuga como una tasa de flujo en unidades de masa. Si el trazador es un líquido, se puede determinar bien la tasa de fuga como tasa de flujo volumétrico o bien la fuga total expresada en unidades de volumen. Si el trazador es un polvo, se puede evaluar la fuga total expresada en unidades de masa. Finalmente, si el material trazador es radiactivo, la fuga se puede calcular expresándola en unidades de actividad. Las tasas de flujo volumétrico para líquidos, y las tasas de fuga en unidades de masa para gases pueden calcularse empleando ecuaciones conocidas. Si se calcula la fuga de polvo suponiendo que este se comporta como un líquido o un aerosol, el resultado será muy conservador.

659.6. Por tanto, el método de cálculo básico exige el conocimiento de dos parámetros: la concentración radiactiva del contenido del bulto y su tasa de fuga volumétrica. El producto de estos dos parámetros debería ser menor que la tasa de fuga máxima permitida, expresada como una fracción de A_2 por unidad de tiempo.

659.7. Para bultos que contengan materiales radiactivos en forma líquida o gaseosa, habrá que determinar la concentración de radiactividad para convertir Bq/h (tasa de fuga de actividad) en m^3/s (tasa de fuga volumétrica) en condiciones de transporte equivalentes. Cuando el contenido incluya mezclas de radionucleidos (R1, R2, R3, etc.) la 'regla de la unidad' que se establece en el párrafo 405 se utilizaría como sigue:

$$\frac{\text{Liberación potencial de R1}}{\text{Liberación permitida de R1}} + \frac{\text{Liberación potencial de R2}}{\text{Liberación permitida de R2}}$$

$$+ \frac{\text{Liberación potencial de Rn}}{\text{Liberación permitida de Rn}} \leq 1$$

659.8. Teniendo en cuenta lo anterior, y suponiendo tasas de fuga uniformes en los intervalos de tiempo que se consideren, es preciso que la actividad del líquido o del gas en el bulto y la tasa de fuga volumétrica cumplan las siguientes condiciones:

Para las condiciones del párrafo 659 a):

$$\sum_i \frac{C_{(Ri)}}{A_{2(Ri)}} \leq \frac{10^{-6}}{3600L} = \frac{2{,}78 \times 10^{-10}}{L}$$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Para las condiciones del párrafo 659 b) ii):

$$\sum_i \frac{C_{(Ri)}}{A_{2(Ri)}} \leq \frac{1}{7 \times 24 \times 3600L} = \frac{1{,}65 \times 10^{-6}}{L}$$

donde $C_{(Ri)}$ es la concentración de cada radionucleido en TBq/m^3 de líquido o gas en las condiciones normales de temperatura y presión (NTP), $A_{2(Ri)}$ es el límite especificado en el cuadro 2 del Reglamento de Transporte en TBq para ese nucleido, y L es la tasa de fuga permitida en m^3/s de líquido o de gas en las condiciones NTP.

C también se puede calcular como sigue:

$$C = GS$$

donde G es la concentración del radionucleido en kg/m^3 de líquido o de gas en las condiciones NTP, y S es la actividad específica del nucleido en TBq/kg del nucleido puro (véase el apéndice II), o

$$C = FgS$$

donde F es la fracción del radionucleido presente en un elemento (porcentaje/100), y g es la concentración del elemento en kg/m^3 de líquido o de gas en las condiciones NTP.

659.9. Hay que tener en cuenta que la liberación de actividad que se permite después de los ensayos de condiciones de transporte normales viene expresada en A_2 (TBq/hora) y para después de los ensayos de condiciones de accidente en A_2 (TBq/semana). Es improbable que tras un accidente se produzca una fuga con una tasa uniforme. El valor que interesa es la fuga total en una semana y no la tasa registrada en cualquier momento durante la semana (es decir, el bulto puede presentar una fuga a una tasa alta por un breve período tras estar expuesto a las condiciones del accidente y después no liberar prácticamente nada durante el resto de la semana mientras la liberación total no exceda de A_2 por semana).

659.10. La fuga permitida de líquido radiactivo o gas que se calcule puede ser transformada en una fuga de gas de ensayo equivalente en condiciones de referencia, teniendo en cuenta la presión, la temperatura y la viscosidad mediante las ecuaciones que representan las condiciones de flujo laminar y/o molecular, de lo que se dan ejemplos en la norma ANSI N14.5-1997 [31] y en la norma ISO 12807 [32]. Para los casos especiales en que una alta presión

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

diferencial puede provocar una alta velocidad permitida del gas, debería tenerse en cuenta que el flujo turbulento puede ser el factor más limitante. En el cálculo debería considerarse la presión ambiente reducida de 60 kPa con arreglo al párrafo 645.

659.11. La fuga de gas que se calcule con el método antes citado puede ser de cerca de 1 $Pa \cdot m^3 \cdot s^{-1}$ a menos de 10^{-10} $Pa \cdot m^3 \cdot s^{-1}$, en función de los valores A_2 de los radionucleidos y de su concentración en el bulto. Generalmente en la práctica, para determinar que un bulto es estanco el ensayo no precisa ser más sensible de 10^{-8} $Pa \cdot m^3 \cdot s^{-1}$ para una diferencia de presión de 1×10^5 Pa. Cuando la tasa de fuga permitida que se estime sea mayor de 10^{-2} $Pa \cdot m^3 \cdot s^{-1}$, se recomienda definir el valor de 10^{-2} Pa $m^3 \cdot s^{-1}$ como límite porque en la práctica se alcanza fácilmente.

659.12. El sistema de contención del diseño del bulto debería definirse explícitamente, incluido el límite de contención del sistema. La definición del sistema de contención figura en el párrafo 213 del Reglamento de Transporte y se ofrece información complementaria en los párrafos 213.1 a 213.3. En el límite de contención deberían considerarse elementos como los orificios de venteo y desagüe y las infiltraciones que podrían presentar una vía de fuga desde el sistema de contención. En el caso de los sistemas de bultos que tienen precintos dobles o concéntricos, el precinto del sistema de contención debería definirse. En los ensayos de fugas de bultos deberían comprobarse todos los precintos del sistema de contención (es decir, de cierre principal, venteo y desagüe). El sistema de contención debería estar compuesto por elementos técnicos cuyo diseño esté definido en los planos de los bultos. Los componentes del sistema de contención que se utilicen para cumplir los requisitos del párrafo 659 deberían incluirse en los ensayos físicos o las evaluaciones técnicas de los bultos para determinar las condiciones de transporte normales y las condiciones de accidente, según proceda. La manipulación de artículos como bolsas, cajas y botes empleados únicamente como contenedores de productos o para facilitar la manipulación del material radiactivo debería tenerse en cuenta para posibles situaciones en que se produzcan impactos negativos en el comportamiento del bulto, incluso de carácter estructural y térmico.

659.13. Cuando se diseñe un bulto para el transporte de materiales sólidos en forma de partículas, al establecer las condiciones del gas de ensayo pueden usarse datos obtenidos de ensayos sobre transferencia de sólidos a través de vías de fuga discretas o de sistemas de sellado. Esto normalmente dará lugar a una tasa de fuga volumétrica permitida más alta que si se diera por sentado que el material en forma de partículas se comporta como un líquido o un aerosol.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

En la práctica no se esperaría que incluso las partículas de polvo de tamaño más pequeño se fuguen a través de un sello que se ha ensayado con helio a valores más restrictivos que 10^{-6} Pa·m^3·s^{-1} con una diferencia de presión de 1×10^5 Pa.

659.14. En el diseño de un bulto se definen los niveles de radiación máximos tanto en su superficie (párrafos 527 y 528) como a 1 m de ella (como se deduce de los párrafos 523 y 526). No obstante, después de realizar los ensayos que representan las condiciones de accidente se permite un incremento del nivel de radiación, siempre que no se supere el límite de 10 mSv/h a 1 m de la superficie cuando el bulto se carga con su actividad máxima permitida.

659.15. Cuando un diseño de bulto del Tipo B(U) requiere un blindaje, este puede consistir en diversos materiales, de los cuales algunos pueden perderse durante los ensayos para condiciones de accidente. Esto es aceptable siempre que el contenido radiactivo permanezca en el bulto y que se mantenga suficiente blindaje para asegurar que el nivel de radiación a 1 m de la 'nueva' superficie externa del bulto (después de los ensayos) no supere 10 mSv/h.

659.16. Tras los ensayos se puede demostrar por diferentes medios el cumplimiento del criterio de aceptación de no más de 10 mSv/h a 1 m de la superficie externa del bulto del Tipo B(U): mediante cálculos, ensayos en modelos, partes o componentes del bulto, ensayos en prototipos, etc., o bien combinando esos métodos. Al comprobar el cumplimiento del requisito debería prestarse atención a posibles incrementos localizados de los niveles de radiación a través de fisuras o brechas, que podrían existir por un defecto de diseño o fabricación o aparecer durante los ensayos como consecuencia de los esfuerzos mecánicos o térmicos, sobre todo en los sistemas de desagüe o de venteo y en las tapas.

659.17. Cuando la verificación del cumplimiento se base en el ensayo con un modelo de bulto a escala real, la evaluación de la pérdida de blindaje se puede hacer introduciendo dentro del espécimen una fuente radiactiva que sea apropiada y seguidamente realizando mediciones en la superficie exterior con un detector adecuado, por ejemplo, dosímetros fotográficos, sondas Geiger-Müller o sondas de centelleo. Para blindajes de gran espesor normalmente se utilizan sondas de centelleo, por ejemplo, de NaI activado con talio, de pequeño diámetro (cerca de 50 mm), pues esto permite el uso de fuentes de baja actividad, normalmente de Co-60, y porque su alta sensibilidad y su pequeño diámetro efectivo permite una detección fácil y eficaz de los incrementos de niveles de radiación localizados. Si las mediciones se hacen en las proximidades de la superficie del embalaje, deben adoptarse precauciones para realizar una medición adecuada del nivel de radiación (véase el párrafo 233.5), así como para promediar los

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

resultados (véase el párrafo 233.6). Después será necesario llevar a cabo cálculos que ajusten el nivel de radiación medido al correspondiente a 1 m de la superficie del bulto. Finalmente, salvo que en el ensayo se utilice el contenido radiactivo para el que el bulto está diseñado, será preciso realizar otros cálculos para ajustar los valores medidos a los que habría existido si se hubiera utilizado el contenido definido para el diseño.

659.18. Debe tenerse especial cuidado con el uso del plomo como blindaje. El plomo tiene una baja temperatura de fusión y un alto coeficiente de dilatación y, en consecuencia, debería ser protegido de los efectos del ensayo térmico. Si estuviera contenido dentro de una cubierta de acero relativamente fina, esta podría agrietarse en el ensayo de impacto y el plomo escaparía del bulto si llegara a fundirse en el incendio. También, debido a su alto coeficiente de dilatación, el plomo podría reventar la cubierta en el ensayo térmico y perderse. En ambos casos el nivel de radiación podría ser excesivo tras el ensayo térmico. Para superar los problemas de dilatación, puede disponerse de zonas vacías que permitan la dilatación del plomo, pero debería tenerse en cuenta que cuando el plomo se enfríe existirá un hueco cuya posición será difícil de pronosticar. A este problema se añade el hecho de que la fusión del plomo no tiene por qué ser necesariamente uniforme debido a las zonas no uniformes en la estructura del embalaje y en el ambiente del fuego. En esta situación, la dilatación localizada podría producir la rotura de la cubierta y la posterior pérdida del plomo, reduciéndose así la capacidad de blindaje del bulto.

659.19. Véase el párrafo 624.8.

659.20. En la bibliografía pueden encontrarse otras orientaciones relativas a las comprobaciones de la integridad del blindaje contra la radiación [38 a 42].

659.21. Los bultos diseñados para el transporte de combustible irradiado plantean un problema específico, ya que la actividad está concentrada en productos de fisión dentro de agujas de combustible que han sido selladas antes de la irradiación. En general, se esperaría que las agujas que estuvieran intactas al cargarse el bulto mantuvieran su actividad en las condiciones de transporte normales.

659.22. En las condiciones de accidente durante el transporte, las agujas de combustible irradiado podrían romperse con la posterior liberación radiactiva dentro del sistema de contención del bulto. Por tanto, para poder evaluar la estanqueidad del bulto será preciso disponer de datos sobre el inventario de productos de fisión, la tasa de posibles fallos del envainado de la aguja y sobre

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

el mecanismo de transferencia de la actividad de la aguja dañada al interior del sistema de contención.

659.23. Los procedimientos citados para la evaluación de los requisitos de estanqueidad de los bultos se aplican generalmente en dos casos:

i) cuando el bulto se ha diseñado para una función específica, el contenido radiactivo está claramente definido y el nivel de estanqueidad se puede establecer en la fase de diseño;
ii) cuando se precisa utilizar un bulto ya existente con un nivel de estanqueidad ya conocido, para un propósito distinto de aquel para el que fue diseñado, hay que determinar el contenido máximo permitido de materiales radiactivos.

659.24. En el caso de una mezcla de radionucleidos que se fuguen desde un bulto del Tipo B(U), se puede calcular un valor efectivo de A_2 mediante el procedimiento recogido en el párrafo 405, utilizando las actividades fraccionarias de los radionucleidos componentes, f i), que en la forma física de la mezcla podrían realmente fugarse a través de los sistemas de sellado. No se trata necesariamente de la fracción dentro del bulto en sí mismo, ya que parte del contenido podría encontrarse en trozos sólidos demasiado grandes para pasar a través de los huecos de los sellos. En general, para la fuga de líquidos y gases, las fracciones se refieren a los radionucleidos gaseosos o que estén disueltos. No obstante, es necesario tener en cuenta el material sólido finamente dividido que se encuentre en suspensión.

659.25. Si el bulto tuviera sellos de elastómeros, la permeación de los gases o vapores podría originar tasas de fuga relativamente altas. La permeación es el paso de un líquido o de un gas a través de una barrera sólida (que no tiene vías directas de fuga) mediante un proceso de absorción-difusión. En los materiales radiactivos gaseosos (por ejemplo, los gases de fisión), la tasa de fuga por penetración se calcula mediante la presión parcial del gas y no mediante la presión en el sistema de contención. Se puede considerar también la tendencia de los elastómeros a absorber los gases.

659.26. Cabe señalar que en algunos bultos grandes las fugas muy reducidas de materiales radiactivos durante largos períodos pueden causar la contaminación de la superficie externa. Ante tal situación quizás sea necesario reducir el nivel de fuga en condiciones de transporte normales (párrafo 659 a)) para que no se supere el límite de contaminación superficial (párrafos 214, 508 y 509).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

660.1. A lo largo de los años se han llevado a cabo diversos análisis de riesgos para el transporte de materiales radiactivos por vía marítima, entre ellos los que se documentan en la bibliografía [43, 44]. En estos estudios se considera la posibilidad del hundimiento en diversos lugares de un buque que transporte bultos con materiales radiactivos; los supuestos de accidente incluyen una colisión seguida del hundimiento o bien una colisión seguida de un incendio y después el hundimiento.

660.2. Se ha concluido en general, que la mayoría de las situaciones originarían un daño insignificante al medio ambiente y una exposición mínima a la radiación de las personas si los bultos no se recuperasen tras el accidente. Sin embargo, en el caso de que un gran bulto de combustible irradiado (o de varios bultos) se perdiera en la plataforma continental, podría producirse a largo plazo una exposición de las personas a través de la cadena alimentaria oceánica. Se ha visto que el impacto radiológico debido a la pérdida de bultos de combustible irradiado a grandes profundidades o de otros bultos con materiales radiactivos, a cualquier profundidad, sería inferior a esos valores en varios órdenes de magnitud. En estudios posteriores se ha analizado el impacto radiológico debido a la pérdida de otros materiales radiactivos cuyo transporte en grandes cantidades por vía marítima se ha venido incrementando, como es el caso del plutonio y los desechos de alta actividad. Sobre la base de estos estudios, en la edición de 1996 del Reglamento de Transporte se ha ampliado el campo de aplicación del requisito relativo al ensayo reforzado de inmersión en agua para abarcar cualquier material radiactivo transportado en grandes cantidades y no solo el combustible nuclear irradiado.

660.3. Con el fin de mantener el impacto radiológico en un grado tan bajo como pueda razonablemente alcanzarse si ocurriera un accidente de este tipo, en la edición de 1985 del Reglamento de Transporte se incluyó el requisito de efectuar un ensayo de inmersión en agua a 200 m de profundidad para los bultos de combustible irradiado que contuvieran más de 37 PBq de actividad. En esta edición el umbral que define ‘gran cantidad’ se ha modificado por un múltiplo de A_2, criterio que se considera más apropiado para abarcar todos los materiales radiactivos, ya que se basa en la consideración de la exposición de las personas a la radiación, tanto externa como interna, a causa de un accidente. La profundidad de 200 m se corresponde aproximadamente con la plataforma continental y con las profundidades para las que los estudios antes mencionados indicaban que las repercusiones radiológicas podrían ser importantes. La recuperación de un bulto a esta profundidad sería posible y con frecuencia conveniente. Aunque, según demuestran los análisis de riesgos, sería aceptable el impacto de la liberación de radiactividad que cabría prever en el medio ambiente, se impuso el requisito

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

del párrafo 660 porque la recuperación del bulto después del accidente sería más fácil si no se rompiera su sistema de contención y, por lo tanto, solo se consideró necesaria la retención del contenido sólido del bulto. En consecuencia, no se aplican en este caso los requisitos específicos relativos a la tasa de liberación impuestos para otros ensayos (véase el párrafo 659).

660.4. En muchos diseños de bultos del Tipo B(U), el cumplimiento de lo estipulado en otras secciones del Reglamento de Transporte coadyuvará a que su sistema de contención quede completamente intacto en una inmersión en agua a 200 m de profundidad.

660.5. En los casos en que sufra menoscabo la eficacia de la contención, es posible que se produzcan fugas dentro del bulto y posteriormente hacia el exterior.

660.6. Si hay deterioro en la contención, debería asegurarse que solo se liberen los materiales radiactivos que estén disueltos. La retención en el bulto de los materiales radiactivos sólidos reduce los problemas para su recuperación.

660.7. Una inmersión prolongada podría producir la degradación de todo el sistema de contención, por lo que las recomendaciones formuladas en los párrafos anteriores deberían considerarse aplicables, de manera conservadora, solo para períodos de inmersión de aproximadamente un año, durante los cuales debería ser factible la recuperación.

661.1. El aumento de la complejidad del diseño y cualquier otra incertidumbre y posible falta de fiabilidad asociada al uso de filtros y de sistemas mecánicos de refrigeración no están en consonancia con el concepto en que se sustenta la designación de un bulto del Tipo B(U) (aprobación unilateral de la autoridad competente). El método de diseño más sencillo, que no precisa filtros ni sistemas de refrigeración, goza de mucha mayor aceptación.

663.1. Una vez cerrados los bultos puede ocurrir un incremento de la presión interna. Existen diversos procesos que pueden contribuir a ese incremento, entre ellos, la exposición de los bultos a una elevada temperatura ambiente, su exposición al calor del sol (es decir, a la irradiación solar), el calor producido por la desintegración radiactiva del contenido, las reacciones químicas del contenido, la radiólisis en el caso de modelos llenos de agua o bien las combinaciones de esos procesos. Se denomina presión normal de trabajo máxima (PNTM) el máximo valor de presión que puede preverse que produzca la suma

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de todos estos posibles contribuyentes al aumento de la presión en condiciones normales de trabajo — véanse los párrafos 229.1 a 229.3.

663.2. Dicha presión podría afectar negativamente al comportamiento del bulto y, en consecuencia, es preciso tenerla en cuenta en la evaluación del cumplimiento de los requisitos para condiciones normales de trabajo.

663.3. Análogamente, en la evaluación de la capacidad para soportar las condiciones de accidente (párrafos 726 a 729), la existencia de una presión previa podría representar condiciones más desfavorables respecto de las que tiene que demostrarse el comportamiento satisfactorio de los bultos. En consecuencia, será preciso considerar la PNTM para definir las condiciones previas de los ensayos (véanse los párrafos 229.1 a 229.3). Si es justificable, se pueden usar presiones diferentes de la PNTM, siempre que los resultados que se obtengan sean corregidos teniendo en cuenta el valor de la PNTM.

663.4. En general, los bultos del Tipo B(U) no son vasijas de presión y no encajan en los diversos códigos y reglamentos aplicables a esas vasijas. La evaluación relativa a los ensayos establecidos para comprobar la capacidad de un bulto del Tipo B(U) para resistir, tanto las condiciones de transporte normales como las de accidente, ha de realizarse en las condiciones de PNTM. En las condiciones de transporte normales los elementos fundamentales de diseño que hay que considerar son el suministro del blindaje adecuado y la restricción de la fuga de radiactividad bajo presiones internas bastante moderadas. La situación de accidente representa un único incidente extremo, tras el que no se espera la reutilización del bulto objetivo del diseño. Este incidente extremo se caracteriza por una duración breve, por ciclos de esfuerzos elevados durante los ensayos mecánicos a la temperatura normal de trabajo, seguidos por un único ciclo de esfuerzos de larga duración inducido por las temperaturas y las presiones generadas durante el ensayo térmico. Ninguno de estos ciclos de esfuerzo se ajustan al clásico patrón de carga de los recipientes a presión, cuyos diseños tienen en cuenta procesos de degradación dependientes del tiempo, tales como la fluencia, la fatiga, el crecimiento de las fisuras y la corrosión. Por esta razón, no se ha incluido en el Reglamento de Transporte una referencia específica a los niveles de esfuerzo admisibles. En vez de ello, se han restringido las tensiones en el sistema de contención a valores que no afectarán a su capacidad para satisfacer los requisitos aplicables. Aunque a la larga otros requisitos podrían cobrar importancia, es precisamente para retener los materiales radiactivos por lo que el sistema de contención existe. Antes de que se produzca una fractura es probable que los sistemas de contención tengan fugas, en particular en los embalajes reutilizables que dispongan de juntas selladas mecánicamente.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Por tanto, debería determinarse el grado en que las tensiones en los diferentes componentes distorsionan el sistema de contención y menoscaban la integridad de su sellado. Es preciso evaluar la reducción de la compresión en los sistemas de sellado, que puede ser causada, por ejemplo, por la dilatación de los pernos y por deterioros locales debidos a impactos y a las rotaciones de las caras de los sellos durante transitorios térmicos. Una técnica para esta evaluación consiste en pronosticar las distorsiones debidas al impacto directamente mediante los ensayos de caída con modelos a escala que sean representativos, y combinarlas con las que se producirían durante el ensayo térmico utilizando un código informático reconocido y validado. A continuación pueden determinarse los efectos de la distorsión total en la integridad del sellado mediante experimentos sobre juntas de sellado que sean representativas y cuyas compresiones de sellado hayan sido reducidas de manera adecuada.

663.5. La PNTM debería calcularse con arreglo a la definición que figura en el párrafo 229.

663.6. Se recomienda que en condiciones de transporte normales las tensiones en el sistema de contención, a la presión normal de trabajo máxima, se encuentren en el intervalo elástico. Las tensiones en condiciones de accidente durante el transporte no deberían exceder de las que produjeran tasas de fuga superiores a las que figuran en el párrafo 659 b), ni aumentar el nivel de radiación en la superficie externa más allá de lo estipulado en el párrafo 659.

663.7. Cuando se utilice el análisis para evaluar el comportamiento de un bulto, debería emplearse la PNTM como una condición límite para calcular el efecto de los ensayos que se realicen con el fin de demostrar que el bulto soporta las condiciones de transporte normales y como una condición inicial para calcular el efecto de los ensayos que demuestran la capacidad para soportar las condiciones de accidente durante el transporte.

664.1. Para que los bultos del Tipo B(U) sean aceptables para su aprobación unilateral, la PNTM no deberá superar una presión manométrica de 700 kPa.

665.1. Se debería prestar especial atención a la interacción entre los materiales radiactivos de baja dispersión y el embalaje, en las condiciones de transporte normales y de accidente. Esta interacción no debería dañar el encapsulamiento, el envainado u otra matriz ni la fragmentación del material hasta tal grado que pudieran cambiar las características especificadas en los requisitos del párrafo 605.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

666.1. La temperatura inferior es importante a causa de los aumentos de presión que pueden producir materiales que se expanden al congelarse (por ejemplo, el agua), a causa de la fractura frágil de muchos metales a bajas temperaturas (entre ellos, algunos aceros) y por la posible pérdida de resiliencia de los materiales de sellado. De entre esos efectos, solo la fractura frágil puede producir daños irreversibles. Algunos elastómeros que tienen un buen comportamiento a altas temperaturas (por ejemplo, fluorocarbonos como los compuestos de Viton) pierden su resiliencia a temperaturas de –20 °C o inferiores. Esto puede acarrear la formación de pequeños huecos, de algunas micras de ancho, debido a la expansión térmica diferencial entre los componentes metálicos y el elastómero. Este efecto es completamente reversible. Además, la congelación de cualquier contenido de humedad y las caídas de la presión interna a bajas temperaturas podrían evitar las fugas desde la contención. Por ello puede ser aceptable en ciertos casos la utilización de estos sellos elastoméricos; para más información, véanse las referencias [42, 43]. El límite inferior de temperatura de –40 °C y el límite superior de 38 °C son valores límite razonables para la temperatura ambiente que podría haber durante la mayor parte del año en el transporte de materiales radiactivos en la mayoría de las regiones geográficas. No obstante, hay que reconocer que en ciertas zonas del mundo (regiones septentrionales y meridionales extremas en su período invernal y regiones desérticas secas en su período estival) es posible que haya temperaturas inferiores a –40 °C y superiores a 38 °C. Sin embargo, como promedio por región y época del año, se espera que las temperaturas fuera del intervalo de –40 °C a 38 °C ocurran solo durante una pequeña fracción de tiempo.

666.2. Véanse en el apéndice V las Directrices para el diseño seguro de los bultos de transporte contra la fractura frágil.

666.3. Al evaluar el diseño de un bulto con respecto a su comportamiento a baja temperatura, debería pasarse por alto el calentamiento que produzca el contenido radiactivo (el cual impediría que la temperatura de los componentes del bulto descendiera hasta el valor límite mínimo de temperatura ambiente de diseño de –40 °C). Esto permitirá evaluar la respuesta del bulto (incluido el comportamiento del material estructural y del material de sellado) en el límite inferior de temperatura en las condiciones de manipulación, transporte y almacenamiento en tránsito. Por otra parte, al evaluar el diseño de un bulto para determinar su comportamiento frente a la alta temperatura, debería considerarse el efecto del calentamiento máximo posible debido al contenido radiactivo, así como la irradiación solar y el límite máximo de temperatura ambiente de diseño de 38 °C.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

REQUISITOS RELATIVOS A LOS BULTOS DEL TIPO B(M)

667.1. Se pretende que las normas de seguridad para los bultos del tipo B(M), en cuanto a su diseño y utilización, provean un nivel de seguridad equivalente al de los bultos del Tipo B(U).

667.2. Con el acuerdo de las correspondientes autoridades competentes, son aceptables en ciertas ocasiones desviaciones de los requisitos recogidos en los párrafos 639, 655 a 657 y 660 a 666. Un ejemplo sería una reducción de los valores del intervalo de temperaturas ambiente y de los de irradiación solar adoptados con fines de diseño cuando no se consideren aplicables los requisitos relativos a los bultos del Tipo B(U) (párrafos 639, 655 a 657 y 666), o la consideración del efecto del calentamiento debido al contenido radiactivo.

668.1. En cuanto al contenido de algunos bultos, la presión tiende a incrementarse como resultado de los mecanismos descritos en el párrafo 663.1, y si no es aliviada podría causar a la larga la rotura del bulto o reducir su vida útil por fatiga. Para evitarlo, las disposiciones del párrafo 668 permiten que en el diseño del bulto se prevea el venteo intermitente. En el Reglamento de Transporte se estipula que estos bultos con venteo sean transportados como bultos del Tipo B(M).

668.2. Con el fin de lograr una seguridad equivalente a la que se obtendría con los bultos del Tipo B(U), el diseño puede incluir requisitos que especifiquen que solo pueden ventearse materiales gaseosos, que pueden utilizarse filtros u otros sistemas de contención alternativos o que el venteo solo puede realizarse bajo la dirección de un experto cualificado en protección radiológica.

668.3. Se permite el venteo intermitente para posibilitar que un bulto alivie un exceso de presión que, en condiciones de transporte normales (véanse los párrafos 719 a 724), o cuando el bulto se somete al ensayo térmico (véase el párrafo 728), pueda provocar que no se cumplan las disposiciones del Reglamento de Transporte. No obstante, cuando no se apliquen controles operacionales, la liberación radiactiva en condiciones normales y de accidente queda limitada con arreglo a lo establecido en el párrafo 659.

668.4. Dado que no existe ningún límite reglamentario especificado para la liberación de actividad en el venteo intermitente cuando se utilizan controles operacionales, la persona responsable debería demostrar a la autoridad competente, utilizando un modelo que represente con la mayor exactitud posible las condiciones reales de venteo del bulto, que los trabajadores del transporte y los

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

miembros del público no resultarán expuestos a dosis superiores a las establecidas por las autoridades nacionales competentes. Para garantizar la adecuada protección de los trabajadores del transporte y los miembros del público, cuando la operación de venteo intermitente tenga lugar bajo el control de un asesor en protección radiológica, la liberación puede variarse por recomendación suya, teniendo en cuenta las mediciones realizadas durante la operación.

668.5. Los factores que habrá que tener en cuenta en dicho análisis son, entre otros, los siguientes:

a) la exposición debida a la fuga normal de actividad y a la radiación externa procedente del bulto;
b) la ubicación y orientación del orificio de venteo con respecto al lugar de trabajo del operador y la proximidad de los trabajadores y miembros del público;
c) factores de ocupación de los trabajadores del transporte y de los miembros del público;
d) la naturaleza física y química del material que se ventea, por ejemplo, si es gaseoso (halógenos, gases inertes, etc.), en forma de partículas, soluble/insoluble; y
e) otros compromisos de dosis en que han incurrido los operadores y el público.

668.6. Al evaluar la idoneidad de la operación de liberación debería tenerse en cuenta el posible detrimento de la retención y disposición final de los materiales radiactivos liberados, en vez de permitir que se dispersen.

REQUISITOS RELATIVOS A LOS BULTOS DEL TIPO C

669.1. De manera análoga al bulto del Tipo B(U) o del Tipo B(M), el concepto del bulto del Tipo C radica en que su capacidad para soportar condiciones de un accidente muy grave en el transporte aéreo sin que ocurra una pérdida de la contención o un incremento del nivel de radiación en el exterior en que se ponga en peligro a los miembros del público o a quienes participen en las operaciones de salvamento o limpieza. El bulto podría ser recuperado sin riesgos, aunque no necesariamente quedaría en condiciones de ser utilizado de nuevo.

669.2. Los límites de contenido para los bultos del Tipo C que se especifican en los certificados de aprobación tienen en cuenta los requisitos de ensayo para los bultos del Tipo C, los cuales reflejan las enormes fuerzas que podrían encontrarse

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

en un accidente muy grave de transporte aéreo. El diseño debe garantizar también que la forma del material y su estado, físico o químico, sean compatibles con el sistema de contención.

670.1. Una de las situaciones que podrían presentarse tras el accidente es el enterramiento del bulto. Los bultos afectados en un choque a alta velocidad podrían quedar cubiertos de escombros o quedar enterrados en el suelo. Si los bultos con contenido que genere calor quedan enterrados, podría aumentar la temperatura del bulto y su presión interna.

670.2. La demostración del cumplimiento de las normas definidas para condiciones de enterramiento debería hacerse mediante cálculos conservadores o códigos informáticos validados. En la evaluación de las condiciones de un bulto enterrado debería tenerse en cuenta tanto la integridad del blindaje como del sistema de contención, según los requisitos especificados en el párrafo 659 b), así como la necesidad de que el aislamiento térmico se considere intacto, de conformidad con el requisito del párrafo 670. Por esta razón se debería prestar especial atención a la capacidad de disipación del calor y al cambio de la presión interna en las condiciones de enterramiento.

671.1. El bulto del Tipo C para el transporte aéreo tiene niveles de protección similares a los de un bulto del Tipo B(U) o el del Tipo B(M) ante un accidente muy grave en el transporte terrestre. Para conseguir ese objetivo, hay que asegurarse de que se exige el mismo nivel de radiación externa y los mismos límites de pérdida de contenido tras los ensayos de condiciones de accidente de bultos del Tipo B o tras los ensayos de bultos del Tipo C.

671.2. Véanse también los párrafos 659.1 a 659.25 para obtener mayores aclaraciones sobre los requisitos relativos a los límites de dosis y de liberación de material que se aplican también a los bultos del Tipo C.

672.1. Puesto que un bulto del Tipo C podría llegar a sumergirse en un lago, mar interior o en la plataforma submarina continental, donde sería posible su recuperación, se requiere el ensayo reforzado de inmersión para todos los bultos del Tipo C, independientemente de la actividad total que contengan.

672.2. En un accidente aéreo sobre una masa de agua un bulto podría permanecer sumergido hasta que fuera recuperado. Según la profundidad del hundimiento, el bulto podría estar sometido a grandes presiones hidrostáticas. Una cuestión a la que hay que prestar atención primordial es la posible ruptura

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

del sistema de contención. Además, debe considerarse la recuperación del bulto antes de que se produzca una corrosión importante.

672.3. La profundidad de 200 m requerida equivale aproximadamente a la máxima profundidad de la plataforma marina continental. La recuperación del bulto desde esta profundidad sería posible y conveniente. El criterio de aceptación para el ensayo de inmersión es que no se produzca la ruptura del sistema de contención. Se pueden obtener más orientaciones en los párrafos 660.2, 660.3 y 660.5 a 660.7.

672.4. Puesto que el mar representa una superficie de impacto más blanda que la tierra, no es preciso que el ensayo de inmersión se realice consecutivamente a los otros ensayos.

REQUISITOS RELATIVOS A LOS BULTOS QUE CONTENGAN SUSTANCIAS FISIONABLES

673.1. Los requisitos para los bultos que contienen sustancias fisionables son requisitos adicionales que se imponen para asegurar que estos bultos mantengan la subcriticidad en condiciones de transporte normales y de accidente. También deberán cumplirse todos los demás requisitos del Reglamento de Transporte que les sean aplicables. El procedimiento para llevar a cabo el control de la criticidad en el transporte se establece en la sección V del Reglamento de Transporte. El control se basa en los requisitos y las especificaciones del diseño que figuran en la sección VI y en los certificados de aprobación conformes a lo estipulado en la sección VIII, así como en la clasificación con arreglo a la sección IV.

673.2. Los bultos que contengan sustancias fisionables deben ser diseñados y transportados de manera que se evite un accidente de criticidad. Se alcanza la criticidad cuando las reacciones de fisión en cadena llegan a automantenerse debido al equilibrio entre la producción de neutrones y la pérdida de estos por su absorción en el sistema o por su fuga del mismo. El diseño del bulto supone considerar muchos parámetros que influyen en la interacción neutrónica (véase el apéndice VI). En la evaluación de la seguridad con respecto a la criticidad hay que considerar todos estos parámetros y asegurar que el sistema permanezca subcrítico, tanto en condiciones de transporte normales como de accidente. Las evaluaciones deberían realizarse por personas cualificadas y con experiencia en los aspectos físicos de la seguridad con respecto a la criticidad (véase el apéndice VI).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

673.3. Las contingencias examinadas en el párrafo 673 a) son las que normalmente pueden tener importancia y deberían ser consideradas cuidadosamente en las evaluaciones. Sin embargo, según el diseño del bulto y las condiciones especiales previstas en el transporte o manipulación, quizás sea necesario considerar otras situaciones atípicas a fin de conseguir la subcriticidad en todas las condiciones verosímiles de transporte. Por ejemplo, si los resultados de los ensayos muestran que se han desplazado las sustancias fisionables o los absorbentes de neutrones en el bulto, los límites de las incertidumbres alrededor de ese desplazamiento deberían considerarse en los análisis de seguridad con respecto a la criticidad. Debería tenerse presente que el prototipo que se utilice en los ensayos puede variar en ciertos detalles en el método de fabricación y en la calidad de fabricación con respecto a los modelos que finalmente se fabriquen. Tal vez sea necesario conocer las dimensiones del prototipo tal como sería fabricado para analizar el efecto de las tolerancias en los ensayos. Es preciso tener en cuenta las diferencias entre los modelos ensayados y los modelos de producción. El objetivo es obtener la máxima multiplicación neutrónica que sea verosímil, de manera que la subcriticidad quede asegurada.

673.4. El agua influye de diferentes maneras en la seguridad con respecto a la criticidad. Cuando se añade a las sustancias fisionables o se extrae de estas, la moderación neutrónica resultante puede reducir considerablemente la cantidad de sustancias fisionables necesaria para alcanzar la criticidad. Como reflector de neutrones, el agua puede incrementar o reducir el factor de multiplicación de neutrones. Capas gruesas (~30 cm) de agua de densidad nominal, situadas entre los bultos, pueden reducir la interacción neutrónica en el conjunto hasta un valor insignificante [47, 48]. En la evaluación de la criticidad deberían tenerse en cuenta los cambios en la geometría o las condiciones del bulto que podrían hacer que el agua se comporte más como moderador, como reflector, o viceversa como absorbente. Deberían considerarse todas las formas del agua, incluso la nieve, el hielo, el vapor o el agua en forma pulverizada. A veces estas formas de baja densidad (sobre todo si se considera el agua intersticial entre los bultos) producen una multiplicación neutrónica más alta que la que se observa con el agua en su densidad nominal (véase el apéndice VI). El requisito relativo a las formas de agua de baja densidad que deben considerarse no exige que tenga que darse cuenta de ellas si la hipótesis no es verosímil. Por ejemplo, la inundación selectiva de un bulto de elementos combustibles podría ser verosímil, según el diseño específico.

673.5. Además de verificar la infiltración o la fuga de agua, hay que tener en cuenta la presencia de agua residual en los bultos antes del transporte. Para evaluar esta cantidad residual de agua debería considerarse si es posible que

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

haya quedado agua en la cavidad interna después de las operaciones de drenaje y secado, en las agujas rotas, en los colectores de agua, etc. Además, durante las operaciones de secado debería prevenirse posibles errores humanos mediante verificaciones independientes y garantizarse la eficiencia del secado.

673.6. En ocasiones los absorbentes de neutrones se emplean en los embalajes para reducir el efecto de la moderación y la contribución a la multiplicación neutrónica resultante de la interacción entre los bultos (véase el párrafo 501.8). Los materiales absorbentes de neutrones que se usan normalmente para controlar la criticidad son más eficaces cuando existe un moderador de neutrones que reduce su energía. La pérdida de eficacia de los absorbentes de neutrones, por ejemplo, por corrosión y redistribución o, como los contenidos en forma de polvo, por depósito, puede tener un marcado efecto en el factor de multiplicación neutrónica.

673.7. El párrafo 673 a) iii) y iv) se refiere a contingencias debidas a cambios dimensionales o al desplazamiento del contenido durante el transporte. Para establecer un margen de subcriticidad deben tenerse en cuenta posibles reordenaciones del embalaje o su contenido. El evaluador debe prestar atención a los cambios de las dimensiones del bulto a causa de los ensayos de condiciones normales o de accidente. Una indicación de cambios durante los ensayos de accidente debería llevar al evaluador a valorar cómo afectarían esos cambios a la multiplicación neutrónica. La pérdida de sustancias fisionables desde el conjunto ordenado de bultos considerado en la evaluación del párrafo 685 debe limitarse a una cantidad subcrítica. Esta cantidad subcrítica debería ser compatible con el tipo de contenido y con una moderación y una reflexión óptimas por agua de 20 cm de densidad nominal, a menos que ya esté presente en el bulto un moderador más eficiente. La reducción de espacios entre los bultos, que sería factible a causa de posibles daños durante el transporte, afectará directamente a la interacción neutrónica entre los bultos y por ello precisa ser objeto de examen. Debería considerarse el efecto en la reactividad de las tolerancias en las dimensiones y en la composición de los materiales. No siempre es obvio si las dimensiones o composiciones en particular deberían maximizarse o minimizarse o cómo podrían en conjunto afectar al factor de multiplicación neutrónica. Quizás se deban efectuar varios cálculos para determinar el factor máximo de multiplicación neutrónica del sistema o considerar un margen suficiente para tener en cuenta estas contingencias.

673.8. Será preciso analizar los efectos de los cambios de temperatura (párrafo 673 a) vi)) en la estabilidad de la forma del material fisionable o en las propiedades relacionadas con la interacción neutrónica. Por ejemplo, los sistemas

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

con uranio, en los que predominan los neutrones de muy baja energía (térmicos) sufren un incremento de la multiplicación neutrónica a medida que disminuye la temperatura. Los cambios de temperatura pueden influir también en la integridad del bulto. Las temperaturas que deberían tenerse en cuenta son las consideradas en los requisitos sobre condiciones ambientales especificados en el párrafo 679 y en los ensayos (párrafos 728 o 736, según proceda).

674.1. En el párrafo 674 se establecen criterios en virtud de los cuales se pueden transportar sustancias fisionables utilizando un diseño de bulto que no tenga que ser certificado por una autoridad competente para contener esas sustancias. Si la masa de nucleidos fisionables se limita a las cantidades especificadas y el bulto cumple los criterios de comportamiento señalados en el párrafo 674 a) a c), el bulto no presentará riesgos para el transporte a reserva de que se controle la acumulación mediante el ISC. En la evaluación de la seguridad realizada por varios Estados Miembros [49, 50] se supuso que las sustancias fisionables que cumplan los límites de masa especificados en el párrafo 674 al cargarse en bultos que cumplan el requisito especificado en el párrafo 674 también cumplirían los requisitos establecidos en los párrafos 676 a 686, incluso en caso de una pérdida completa del embalaje en condiciones de accidente. La evaluación de la seguridad demostró que la subcriticidad se garantizaría con el mismo margen de seguridad previsto que en los bultos de sustancias fisionables certificados por las autoridades competentes. Aunque en ella no se especifica el embalaje que se debería utilizar (por ejemplo, del Tipo BI, del Tipo A, del Tipo B(U) o del Tipo B(M)), existen, sin embargo, requisitos de embalaje que deben ser confirmados antes de la expedición.

674.2. Los valores del ISC deducidos conforme al párrafo 674 se utilizan exactamente del mismo modo que los ISC deducidos para los diseños de bultos de sustancias fisionables aprobados por las autoridades competentes. Una expedición puede constar de cualquier serie de bultos controlados mediante el ISC, independientemente de cómo se hayan deducido los ISC, solamente con sujeción a los límites de la suma de ISC señalados en el párrafo 566 c). Cada bulto se clasificará utilizando el número de las Naciones Unidas unido a la palabra “FISIONABLE” y el nombre de expedición correcto basado en el cuadro 1 (del Reglamento de Transporte) que sea apropiado a sus propiedades radiactivas (BAE, OCS, Tipo A, Tipo B(U), Tipo B(M)). No se consideró necesario introducir otras clasificaciones de sustancias fisionables para los bultos que cumplieran con lo estipulado en el párrafo 674 porque el número de las Naciones Unidas y la palabra ‘FISIONABLE’, junto con la etiqueta del ISC, indican el peligro radiactivo y la necesidad de controlar la acumulación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

674.3. Los cálculos del ISC que figuran en el párrafo 674 son idénticos a los del párrafo 686, pero se expresan en una forma que indica claramente la relación entre el ISC del bulto y la masa de sustancias fisionables del bulto como fracción de los límites seguros de masa subcrítica (Z) del cuadro 13. Las sustancias fisionables pueden transportarse en cualquier bulto adecuado para sus propiedades radiactivas sin que sea necesario obtener la aprobación de la autoridad competente. El control de la acumulación se logra recurriendo al ISC calculado para cada bulto mediante la fórmula sencilla que se basa solamente en los nucleidos fisionables presentes, su masa y el tamaño e integridad del bulto, según lo estipulado en la disposición apropiada (párrafo 674 a) a c)). El ISC total que puede ser transportado es exactamente el mismo que el utilizado para los bultos que cumplen con los diseños de bultos aprobados por la autoridad competente. Los bultos que cumplen con las disposiciones del párrafo 674 pueden ser transportados junto con los bultos que cumplen con los diseños de bultos de sustancias fisionables aprobados por la autoridad competente, con sujeción a los mismos límites sobre el ISC total.

674.4. Los límites de masa y las especificaciones para los moderadores de baja absorción neutrónica como el berilio, el deuterio y el grafito o el carbono se establecen con objeto de asegurar que sean mínimos sus efectos en la multiplicación neutrónica [50]. Estos límites fijados para los bultos deben respetarse durante la carga del bulto. El término ‘material’ utilizado en la frase “cualquier cantidad de 1000 g de material” que figura en el párrafo 674 pretendía referirse al material mineral contenido en materiales de relleno como el hormigón, la roca o la arena de los bultos de desechos, pero sobre la base de los modelos de análisis incluidos en la referencia [51], también abarca todos los materiales presentes en una remesa, incluidos los embalajes y el contenido radiactivo. El berilio incorporado en aleaciones de cobre de hasta el 4 % de peso también tiene un efecto mínimo en la multiplicación neutrónica [52].

674.5. Los valores del cuadro 13 (utilizados en el párrafo 674 a) a c)) son valores de masa subcrítica y fueron seleccionados para que constituyeran aproximadamente el 85 % de los valores de masa crítica calculados, suponiendo una moderación óptima de las sustancias fisionables y 20 cm de reflexión de agua. Los valores del cuadro 13 se aceptaron como valores de masa consensuados por expertos en criticidad de los Estados Miembros [50].

674.6. El párrafo 674 a) no requiere el uso de un bulto que retenga su contenido en condiciones de transporte normales y, en consecuencia, el conjunto ordenado “2N” en condiciones de accidente se ve limitado por el conjunto ordenado “5N” en condiciones de transporte normales. Por tanto, la seguridad se garantiza

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

limitando la masa total de nucleidos fisionables en cualquier grupo de bultos que tenga un ISC total de 50 a 1/5 de masa subcrítica a fin de proveer las mismas normas de seguridad que las aplicables a los bultos que cumplen con los diseños de bultos aprobados por la autoridad competente.

674.7. El párrafo 674 b) requiere que un bulto retenga su contenido en condiciones de transporte normales. En él se limita la masa total de nucleidos fisionables de un grupo de bultos que tenga un ISC total de 50 a 1/2 de una masa subcrítica acordada para lograr un margen adecuado de subcriticidad. El uso de 1/2 de masa subcrítica garantizará la seguridad en condiciones de accidente en el sentido de que dos de esos grupos de bultos será subcrítico, requisito análogo al establecido en el párrafo 685 de que 2N bultos sean subcríticos después de un accidente. Para garantizar la seguridad de cinco grupos de bultos en condiciones de transporte normales, como se estipula en el párrafo 684, es preciso limitar la masa de nucleidos fisionables en cualquier bulto y especificar un tamaño de bulto mínimo (que se retendrá en condiciones normales). El cálculo de los valores del cuadro 13 [50] demostró que si la masa de los bultos se limita imponiendo un ISC máximo de 10 para cualquier bulto, se requerirá entonces una dimensión mínima de bulto de 30 cm para garantizar la subcriticidad.

674.8. El párrafo 674 c) abarca situaciones en que no se aplica o no puede garantizarse el criterio de la dimensión mínima del bulto de 30 cm en condiciones de transporte normales que estipula el párrafo 674 b). El límite de 15 g para un solo bulto se elige deliberadamente para que sea el mismo que se prevé en el párrafo 417 a) de la edición de 2009 del Reglamento de Transporte para facilitar la transición de las disposiciones anteriores, donde la excepción de 15 g para las sustancias fisionables se complementó con un límite por remesa. El párrafo 674 c) no permite grados de enriquecimiento más bajos y deben utilizarse los parámetros fijados en el cuadro 13 para el uranio enriquecido al 100 %, independientemente de su enriquecimiento real. Si es necesario dar crédito a grados de enriquecimiento más bajos, debería obtenerse fácilmente una aprobación del diseño del bulto conforme a los párrafos 684 y 685 atendiendo a los mismos principios establecidos en las disposiciones del párrafo 674.

674.9. La falta de un requisito para la aprobación multilateral a que se hace referencia en las disposiciones del párrafo 674 supone que las especificaciones y requisitos estarán sujetos a la autoevaluación del remitente. En lo que respecta al párrafo 674 b) y c), esto incluye la verificación de que, después de los ensayos para condiciones normales, cada bulto retiene su contenido fisionable y conserva la dimensión externa mínima necesaria. La autoevaluación de los requisitos importantes para la seguridad con respecto a la criticidad exige la vigilancia en la

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

selección y carga del bulto, en consonancia con un sistema de gestión adecuado aceptado por las autoridades competentes. En comparación con las disposiciones anteriores para el transporte de sustancias fisionables sin la aprobación de la autoridad competente del diseño de bulto (véase el párrafo 417 a) de la edición de 2009 del Reglamento de Transporte), las disposiciones del párrafo 674 sustituyen el límite por remesa que debe cumplir el remitente con la fijación de un límite por medio del transporte controlado mediante el ISC (precisamente un límite para un grupo de bultos) indicado en las etiquetas de los bultos. Esto responde a las preocupaciones sobre la carga en un medio de transporte de varias remesas de bultos que superen la masa crítica mínima en ese medio de transporte, conforme a lo dispuesto en el párrafo 417 a) de la edición de 2009 del Reglamento de Transporte. Además, en el párrafo 674 se limita la masa máxima de nucleidos fisionables en un bulto en comparación con las disposiciones del párrafo 417 a) ii) y iii) de la edición de 2009 del Reglamento de Transporte, donde solo el límite del medio de transporte limitaba la masa de nucleidos fisionables por bulto. Los expertos en sustancias fisionables llegaron a la conclusión de que la aplicación de un límite del ISC ejercía más control que el que requerían las disposiciones del párrafo 417 a) i) de la edición de 2009 del Reglamento de Transporte. Además, la clasificación como FISIONABLE no permite el uso de bultos exceptuados, mejorándose así el control durante el transporte. Por último, las nuevas disposiciones tienen una sólida base técnica (que abre posibilidades para un futuro desarrollo) donde todas las características necesarias para la seguridad se establecen inequívocamente en el Reglamento de Transporte. Las propiedades mencionadas en relación con cada bulto (contención y dimensiones externas mínimas en condiciones normales) se daban por sentadas anteriormente pero no se exigían. Sí se exigía el control de la acumulación de los bultos en una remesa, pero el método se dejaba a su aplicación subjetiva, que puede haber sido diferente para cada remesa. El control de la acumulación de múltiples remesas no se exigía en absoluto, aunque se suponía que existía, por un motivo u otro. Es importante reconocer que la autoevaluación deficiente de los bultos transportados al aplicar lo dispuesto en el párrafo 674 no puede dar origen de manera convincente a la criticidad. La base técnica de esto puede encontrarse en la referencia [53]. Los requisitos sobre el control de la acumulación en relación con el ISC permiten transportar mayores cantidades de sustancias fisionables en condiciones de uso exclusivo y con sujeción a la aprobación multilateral de la expedición. En este caso las autoridades competentes tienen la opción de examinar detenidamente las especificaciones utilizadas al aplicar los requisitos del párrafo 674.

674.10. Las disposiciones del párrafo 674 se utilizan para permitir el transporte de sustancias fisionables sin tener que obtener la aprobación de la autoridad competente para un diseño de bulto específico. Cualquier forma de sustancia

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

fisionable puede transportarse en virtud del párrafo 674; lo único que se requiere es conocer la masa de los nucleidos fisionables presentes en el bulto. A continuación se describen dos ejemplos en que podría utilizarse lo dispuesto en el párrafo 674:

i) Bultos expedidos anteriormente en virtud del párrafo 417 a) i) de la edición de 2009 del Reglamento de Transporte

Este ejemplo comprende el transporte de pequeñas cantidades de sustancias fisionables 'puras', como pastillas de combustible de uranio enriquecido limpio. Este tipo de material no puede quedar exceptuado de la clasificación como fisionable con arreglo al párrafo 417 a) o b), ni nunca sería posible obtener una excepción en virtud del párrafo 417 f), ya que no hay una cantidad suficiente de sustancias no fisionables para mantener la subcriticidad si no se controla la acumulación (véase el párrafo 606). Conforme al párrafo 417 c) y d) las cantidades muy pequeñas podrían quedar exceptuadas de la clasificación como sustancias fisionables. Con todo, si no se cumplen estas condiciones, este material debe clasificarse como fisionable y expedirse cumpliendo los límites sobre la masa de material por bulto y/o el número de bultos que pueden ser transportados.

Antes ese tipo de material se podía haber expedido como fisionable exceptuado aplicando el antiguo límite por bulto de 15 g y el límite por remesa mencionado en el párrafo 417 a) i) de la edición de 2009 del Reglamento de Transporte. Esta excepción se ha retirado por razones fundadas de seguridad y el párrafo 674 proporcionará un método para el transporte de este material sin necesidad de obtener la aprobación de la autoridad competente.

La masa de nucleidos fisionables de cada bulto se utilizaría para calcular su ISC. El bulto se transportará provisto de una etiqueta con un número apropiado de las Naciones Unidas y la palabra FISIONABLE y otra etiqueta con el ISC, a reserva de los límites sobre el ISC total consignado en el cuadro 11.

El subpárrafo específico del párrafo 674 que se utilice dependerá del tipo de bulto.

Si el bulto es del Tipo BI-2 o de una categoría superior y el remitente puede demostrar una dimensión externa mínima de 30 cm en condiciones de transporte normales, el ISC puede calcularse utilizando las disposiciones del párrafo 674 b). Para el uranio enriquecido al 5 %, el ISC máximo permitido de 10 implica un límite por cada bulto de 85 g de U-235. Los límites del ISC incluidos en el cuadro 11 dan por sentado que en total podrían transportarse 425 g de U-235 en un medio

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de transporte (es decir, en un grupo de bultos que tenga en total un ISC de 50). Esto contrasta con el 'antiguo' límite por bulto de 15 g y el límite por remesa de 290 g (o de 400 g si la moderación por agua solo puede suponerse).

Si el remitente no puede demostrar la contención en condiciones de transporte normales, debe aplicar entonces lo dispuesto en el párrafo 674 a), que dará por resultado mayores ISC que los definidos en el párrafo 674 b). Ello sucedería si se hubiera aprobado un bulto del Tipo BI-2 conforme a los ensayos alternativos previstos en el párrafo 626 y el remitente no pudiera demostrar la contención en condiciones de transporte normales (o decidiera no hacerlo). Para el uranio enriquecido al 5 % el ISC máximo de 10 da un límite de masa por bulto de 34 g de U-235 y un límite por medio de transporte de 170 g de U-235.

Si puede demostrarse que el bulto retiene su contenido en condiciones normales de transporte pero no mantiene una dimensión mínima de 30 cm, entonces se utilizarían las disposiciones del párrafo 674 c) con el límite explícito de masa por bulto de 15 g de U-235, con sujeción a una dimensión mínima del bulto externo de 10 cm. En el caso del uranio enriquecido al 5 %, el límite del medio de transporte es de 225 g de U-235.

Los límites de masa de los bultos en este ejemplo son iguales o superiores al antiguo límite de excepción de 15 g independientemente de cuál sea el apartado que se utilice. Esto es importante en lo que se refiere a los bultos que ya han sido cargados con arreglo a la antigua excepción de 15 g, ya que pueden expedirse sin reembalaje. La masa de sustancias fisionables que puede transportarse en un medio de transporte se reduce an algunos casos. No obstante, hay consenso en que no resulta seguro permitir la mitad de masa crítica por remesa sin controlar el número de remesas de un medio de transporte, como posibilitaba la antigua excepción de 15 g. Hay que señalar que si se recurre al uso exclusivo se podrá transportar el doble de la masa de nucleidos fisionables en un medio de transporte, con sujeción a la aprobación multilateral de la expedición.

Los materiales BAE-I se transportaban habitualmente en bultos BI-1 en consonancia con las antiguas excepciones relacionadas con las sustancias fisionables. Sin embargo, debe señalarse que las disposiciones del párrafo 674 no pueden aplicarse para estos materiales, ya que las expediciones se clasifican como FISIONABLES y el transporte de sustancias fisionables BAE-I no está permitido.

Si el enriquecimiento de uranio fuera del 1,5 % o menos, los límites por bulto y por medio de transporte serían mucho más altos que en este ejemplo.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Para el enriquecimiento de uranio superior al 5 %, los límites por bulto y por medio de transporte serán inferiores. Para el uranio enriquecido al 100 % los límites de masa por bulto serán de 18 g, 45 g y 15 g con arreglo a lo dispuesto en el párrafo 674 a), b) y c), respectivamente. Los límites por medio de transporte serán de 80 g, 225 g y 225 g. Cabe indicar que los límites por medio de transporte basados en el párrafo 674 b) y c) son idénticos en este ejemplo.

ii) Bultos expedidos anteriormente en virtud del párrafo 417 a) iii) de la edición de 2009 del Reglamento de Transporte

Este ejemplo comprende las sustancias no fisionables contaminadas por nucleidos fisionables (por ejemplo, productos de desechos) que antes se habrían transportado como sustancias fisionables exceptuadas aplicando la excepción de 5 g en 10 L especificada en el párrafo 417 a) iii) de la edición de 2009 del Reglamento de Transporte. Hay consenso en el sentido de que esta excepción no proporcionaba suficiente seguridad, motivo por el que fue retirada. Es probable (pero no seguro) que los bultos que cumplan la antigua excepción de 5 g en 10 L contengan una masa mucho mayor de sustancias no fisionables que de nucleidos fisionables. Por tanto, es probable que en muchos casos pueda obtenerse la excepción de la clasificación como sustancias fisionables prevista en el párrafo 417 f). No obstante, habrá materiales para los cuales esto no sea posible o factible porque:

a) el remitente no puede demostrar a la autoridad competente que el material está exento de riesgo conforme a los requisitos del párrafo 606 o no desea poner el empeño necesario en hacerlo;
b) los materiales no pueden caracterizarse lo suficiente para demostrar su seguridad de conformidad con el requisito establecido en el párrafo 606 o los esfuerzos necesarios para hacerlo no resultan económicos y/o tan exiguos como sea razonablemente posible. Esto será especialmente importante en el caso de los bultos que ya han sido cargados conforme a la antigua excepción de 5 g en 10 L y en que no se tenga la certeza de su contenido, aparte de su masa fisionable;
c) podría darse el caso de que un bulto determinado contenga cantidades suficientemente pequeñas de sustancias fisionables que puedan quedar exceptuadas de la clasificación como FISIONABLES con arreglo al párrafo 417 c) o d). Sin embargo, estos límites son muy bajos y ello es improbable. En estos casos las disposiciones del párrafo 674 proporcionan un mecanismo para transportar el material sin tener que obtener la aprobación de la autoridad competente;

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

d) los límites de masa resultantes serán los mismos que en el ejemplo anterior. Los bultos cargados en virtud de la excepción anterior de 5 g en 10 L podrían contener cantidades importantes de nucleidos fisionables. Los límites de masa por bulto resultantes de la aplicación de lo dispuesto en el párrafo 674 podrían ser limitantes, especialmente para grados de enriquecimiento superiores.

674.11. Es importante reconocer que la marca de identificación F no está relacionada directamente con la seguridad con respecto a la criticidad ni con la preparación para emergencias. Es solo un indicador de que existe un certificado de aprobación multilateral para los diseños de bultos de cada país en cuyo territorio se expide la remesa. La marca FISIONABLE con el número de las Naciones Unidas lleva información asociada a la seguridad con respecto a la criticidad y la preparación para emergencias. Una remesa de bultos con sustancias fisionables en condiciones de transporte rutinarias puede aproximarse a una masa crítica (cerca del 85 %) sin que ninguno de los bultos lleve una marca de identificación F (véase el párrafo 674). En la edición de 2009 del Reglamento de Transporte y ediciones anteriores no se requería ningún número de clasificación de las Naciones Unidas, ninguna etiqueta con el ISC ni ninguna marca de identificación para indicar la necesidad del control de seguridad con respecto a la criticidad de esas remesas. En ediciones posteriores se estableció el requisito de la clasificación de las Naciones Unidas como FISIONABLE y las etiquetas del ISC para los bultos de esas remesas. La falta de la marca de identificación F no representa un problema para la seguridad o la preparación para emergencias si se entiende su propósito de servir de indicador.

675.1. La subcriticidad en el transporte de la cantidad de plutonio especificada en el párrafo 675 se garantiza cumpliendo el requisito relativo al control del ISC. La fórmula del ISC limitará la carga del medio de transporte a 1 kg del material especificado que, debido a la naturaleza del plutonio, contendrán los bultos del Tipo B(U) o del Tipo B(M). Según el método de Monte Carlo, se precisan 6,8 kg de material con un 80 % de Pu-238 y un 20 % de Pu-239 en peso para alcanzar la masa crítica de una esfera metálica con reflexión total por agua (véase la referencia [54]).

Especificación del contenido para las evaluaciones de bultos que contienen sustancias fisionables

676.1. Deberían elegirse adecuadamente los parámetros que sean desconocidos o dudosos para alcanzar el máximo factor de multiplicación neutrónica en las evaluaciones especificadas en los párrafos 673 a 685. En la práctica,

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

se puede cumplir este requisito estableciendo suficiente margen en los criterios de aceptación para abarcar el efecto de estas incertidumbres. Las mezclas cuyo contenido no está bien definido a menudo se generan como subproductos de operaciones de producción; por ejemplo, ropas de trabajo, guantes o herramientas contaminados, residuos de análisis químicos y de otras operaciones, barreduras de suelos, y también como productos directos de operaciones de procesamiento de desechos. Es importante determinar la combinación de parámetros que provoca la máxima multiplicación de neutrones. Así, en la evaluación de la seguridad con respecto a la criticidad, además de determinarse los parámetros desconocidos, se ha de explicar la relación entre ellos y sus efectos en la multiplicación neutrónica. Es conveniente especificar para cada parámetro el intervalo de posibles valores (sobre la base de la información disponible y en consonancia con la naturaleza del material de que se trate) y debería comprobarse que el factor de multiplicación neutrónica correspondiente a cualquier posible combinación de valores de los parámetros satisface los criterios de aceptación. Este principio debería aplicarse también a las características de la irradiación utilizadas para determinar la composición isotópica del combustible nuclear irradiado.

677.1. En este párrafo se recogen los requisitos para la evaluación de la criticidad del combustible nuclear irradiado. El principal objetivo es asegurar que el contenido de radionucleidos considerado en la evaluación de la seguridad proporcione una estimación conservadora de la multiplicación neutrónica en comparación con la carga real del bulto. En general, la irradiación de las sustancias fisionables reduce el contenido de nucleidos fisionables y produce actínidos que contribuyen a la generación y absorción de neutrones y productos de fisión que contribuyen a la absorción neutrónica. A largo plazo, el efecto combinado de estos cambios en la composición isotópica es la reducción de la reactividad respecto de la del estado no irradiado. Sin embargo, los diseños de combustible de reactores que incorporan venenos neutrónicos consumibles fijos pueden experimentar un incremento de la reactividad en períodos cortos de irradiación, en que el aumento de reactividad debido al empobrecimiento de los venenos neutrónicos fijos es mayor que la pérdida de reactividad debida al cambio en la composición del combustible. Si en la evaluación se utiliza una composición isotópica que no coincida con una condición mayor o igual que la de máxima multiplicación neutrónica durante el historial de irradiación, se debería demostrar que la composición de las sustancias fisionables considerada da por resultado una multiplicación neutrónica conservadora para las características conocidas del combustible nuclear irradiado que será cargado en el bulto.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

677.2. A menos que en la evaluación de la criticidad pueda demostrarse que se prevé la máxima multiplicación de neutrones durante el historial de irradiación verosímil, será necesario realizar mediciones con anterioridad a la expedición para confirmar que las características de las sustancias fisionables cumplen los criterios (por ejemplo, exposición total y desintegración) especificados en la evaluación (véase el párrafo 503.8). Este requisito de efectuar mediciones antes del transporte es compatible con el requisito de asegurar la presencia de venenos neutrónicos fijos (véase el párrafo 501.8) o extraíbles (véase el párrafo 503.4), según establezca el certificado de aprobación del diseño del bulto, que son utilizados para el control de la criticidad. En el caso del combustible nuclear irradiado, el empobrecimiento de los nucleidos fisionables y la acumulación de actínidos absorbentes de neutrones y productos de fisión pueden constituir un elemento de control de la criticidad que debe asegurarse.

677.3. Normalmente, la máxima multiplicación de neutrones ocurre en el combustible no irradiado. Sin embargo, una forma de prolongar el tiempo de permanencia de las sustancias fisionables en el reactor es distribuir en él venenos neutrónicos fijos consumibles que permitan mantener inicialmente un contenido mayor de nucleidos fisionables, que de otra manera no sería posible. Los diseños de combustible con venenos consumibles pueden experimentar un incremento de la reactividad en períodos cortos de irradiación, en que el aumento de reactividad debido al empobrecimiento de los venenos neutrónicos fijos es mayor que la pérdida de reactividad debida al cambio de la composición del combustible. No será preciso realizar ninguna medición antes de la expedición cuando ese combustible se haya considerado como no irradiado y desprovisto de venenos en la evaluación con respecto a la criticidad, ya que esto representará una estimación conservadora de la máxima multiplicación neutrónica durante el historial de irradiación. En tal caso solo se aplicarían los requisitos del párrafo 677 a) y no los recogidos en el párrafo 677 b). Asimismo, el combustible de los reactores reproductores y de los reactores de producción puede tener factores de multiplicación que podrían incrementarse con el tiempo de irradiación.

677.4. Para la evaluación del factor de multiplicación neutrónica en el combustible nuclear irradiado se han de considerar las mismas normas de funcionamiento que se establecen para el combustible nuclear no irradiado (véanse los párrafos 680 a 685). Sin embargo, en la evaluación para el combustible nuclear irradiado se tiene que determinar la composición isotópica y su distribución en consonancia con la información disponible del historial de irradiación. La composición isotópica de un determinado conjunto combustible de un reactor depende, en diferentes grados, de la abundancia inicial

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de radionucleidos, de la energía específica, del historial de funcionamiento del reactor (incluida la temperatura del moderador, el boro soluble, la posición del conjunto del reactor, etc.), de la presencia de venenos consumibles o de barras de control y del tiempo de enfriamiento después de la descarga. En contadas ocasiones, por no decir nunca, los que realizan el análisis de seguridad conocen todos los parámetros de irradiación. Por ello, tienen que considerarse los requisitos del párrafo 676 en relación con los parámetros desconocidos. Normalmente, la información disponible para la caracterización del combustible nuclear irradiado es la composición inicial del combustible, el quemado medio del conjunto y el tiempo de enfriamiento. Los datos del historial de funcionamiento, la distribución axial del quemado y la presencia de venenos consumibles han de basarse, normalmente, en el conocimiento genérico del comportamiento del reactor para un determinado combustible nuclear irradiado. Debe demostrarse que la composición y distribución de los radionucleidos, determinados utilizando los parámetros de irradiación conocidos y supuestos, así como el tiempo de desintegración, proporcionarán una estimación conservadora del factor de multiplicación neutrónica después de tener en cuenta los sesgos e incertidumbres. Tal conservadurismo puede demostrarse omitiendo todos los productos de fisión y/o los actínidos absorbentes o parte de ellos, o suponiendo un quemado inferior al real. La distribución axial de los radionucleidos del conjunto combustible irradiado es muy importante porque la región con un quemado menor en los extremos del conjunto puede causar un incremento de la reactividad, en comparación con un conjunto en el que se supone el quemado medio en toda su altura axial. En las referencias [55 a 58] se puede encontrar un compendio de textos de referencia sobre este tema.

677.5. Los métodos de cálculo que se utilicen para determinar la multiplicación neutrónica deberían validarse preferentemente en relación con datos de mediciones aplicables (véase el apéndice VI). En el caso del combustible nuclear irradiado esta validación debería incluir la comparación con datos de mediciones de radionucleidos. Los resultados de esta validación deberían considerarse para determinar las incertidumbres y los sesgos asociados normalmente a la multiplicación neutrónica calculada. Las secciones eficaces de los productos de fisión pueden tener importancia en el análisis con respecto a la criticidad del combustible nuclear irradiado. No se ha hecho tanto hincapié en las mediciones y evaluaciones de las secciones eficaces de los productos de fisión en intervalos amplios de energía como en las de los actínidos. Por ello, los que realicen el análisis de seguridad deberían examinar y justificar la idoneidad de las secciones eficaces de los productos de fisión que se han utilizado en la evaluación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Requisitos en cuanto a geometría y temperatura

678.1. Este requisito se aplica al análisis de criticidad de bultos en condiciones de transporte normales. La disposición de no permitir la entrada de un cubo de 10 cm tiene importancia cuando se utilizan tipos de bultos abiertos o del tipo 'jaula'. Actualmente puede considerarse que este requisito sirve de criterio para evaluar la integridad del contenedor externo del bulto. Existen bultos con características similares a las del diseño tipo jaula, pero cuyos salientes más allá de la cubierta cerrada del embalaje no se incluyen para garantizar el espaciado entre las unidades de un conjunto de bultos sino, por ejemplo, como limitadores de impacto. Cuando no se dé crédito a esas características para el espaciado entre unidades, no debería considerarse que un cubo de 10 cm, situado detrás o entre los salientes, pero fuera de la cubierta cerrada del embalaje, ha 'entrado' en el bulto.

679.1. Con el acuerdo de la autoridad competente, en algunas ocasiones son aceptables desviaciones del intervalo de temperaturas de –40 °C a 38 °C. Cuando la evaluación de los aspectos fisionables del bulto se vea afectada negativamente por las temperaturas ambiente, en relación con su respuesta ante los ensayos reglamentarios, la autoridad competente debería especificar en el certificado de aprobación el intervalo de temperaturas para el que se aprueba el bulto.

Evaluación de un bulto por separado

680.1. Debido a que el agua puede tener un efecto considerable en la multiplicación neutrónica de las sustancias fisionables, la evaluación de la criticidad de un bulto exige que se considere que el agua se encuentra presente en todos los espacios vacíos del bulto hasta el punto de provocar la máxima multiplicación neutrónica. Puede exceptuarse la presencia de agua en los espacios vacíos que estén protegidos por elementos especiales que eviten la entrada del agua en las condiciones de accidente durante el transporte. Deberían tenerse en cuenta condiciones de transporte verosímiles que podrían producir inundaciones preferentes de los bultos e incrementar la multiplicación neutrónica.

680.2. Para que el bulto se considere 'estanco', a los efectos de prevenir la entrada o la salida del agua desde el punto de vista de la seguridad con respecto a la criticidad, han de considerarse los efectos de los ensayos que representan tanto las condiciones de transporte normales como las de accidente. En el informe de evaluación de la seguridad (IES) deberían establecerse criterios definitivos, que debería aceptar la autoridad competente, sobre la "estanqueidad" en caso

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de fuga respecto de cada uno de los bultos. Asimismo, debería demostrarse que estos criterios se cumplen en los ensayos y que pueden cumplirse en los modelos de producción.

680.3. La multiplicación neutrónica en los bultos que contienen hexafluoruro de uranio es muy sensible a la cantidad de hidrógeno en el bulto. A causa de esa sensibilidad, se ha puesto especial interés en restringir la entrada de agua en el bulto. Las personas responsables de los ensayos, la preparación, el mantenimiento y el transporte de estos bultos deberían ser conscientes de la sensibilidad de la multiplicación neutrónica en el hexafluoruro de uranio, incluso ante pequeñas cantidades de agua, y deberían asegurar que se respeten estrictamente las características que aquí se definen.

680.4. En relación con los bultos que contengan hexafluoruro de uranio, con uranio enriquecido en U-235 hasta un máximo del 5 % en masa, los requisitos consignados en el párrafo 680 b) ii) pueden cumplirse utilizando un sistema de llenado de bultos de hexafluoruro de uranio a través de todo el proceso de llenado u otros ensayos aceptados por la autoridad competente.

680.5. Deberían definirse explícitamente los componentes del embalaje en que se confía para preservar la seguridad con respecto a la criticidad. Los componentes del embalaje que se utilicen para mantener la contención y el control de la geometría del material fisionable deberían comprender elementos técnicos cuyo diseño esté definido en los planos del embalaje. Estos componentes deberían incluirse en los ensayos físicos o las evaluaciones técnicas del bulto con respecto a las condiciones de transporte normales y las condiciones de accidente hipotéticas, según proceda (véase también el párrafo 681.1). Los artículos de manipulación como bolsas, cajas y botes utilizados únicamente como contenedores de productos o para facilitar la manipulación del material radiactivo, deberían tenerse en cuenta para posibles situaciones en que puedan producirse impactos negativos en el comportamiento del bulto, incluso desde el punto de vista estructural, térmico y de la criticidad.

680.6. Es subcrítica cualquier cantidad de hexafluoruro de uranio homogéneo, con un enriquecimiento máximo del 5 % en masa de U-235 y menos del 0,5 % de impurezas (teniendo en cuenta los materiales hidrogenados). Las impurezas en el hexafluoruro de uranio enriquecido comercial con arreglo a la ASTM-C996-90 están limitadas al 0,5 % [59]. (Véase también el párrafo 420.1).

681.1. La parte del bulto y del contenido que constituye el sistema de confinamiento (véanse los párrafos 209.1 y 680.5) tiene que ser considerada

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

cuidadosamente a fin de asegurar que el sistema de confinamiento incluya la parte del bulto que mantiene la configuración de las sustancias fisionables. En el Reglamento de Transporte se especifica el agua como material reflector por sus propiedades reflectoras relativamente buenas y por su abundancia natural. La especificación de 20 cm de reflexión por agua se ha seleccionado como valor práctico (10 cm adicionales de reflexión por agua añadirían menos de un 0,5 % de reactividad a una placa infinita de U-235) que está muy próximo a las peores condiciones de reflexión que pueden presentarse habitualmente en el transporte. En la evaluación debería considerarse el sistema de confinamiento reflejado por 20 cm de agua con densidad nominal y el sistema de confinamiento reflejado por el material del embalaje que lo rodee. Para asegurar la subcriticidad debería tomarse como base la situación que dé lugar a la máxima multiplicación neutrónica. La razón por la que han de tenerse en cuenta ambas situaciones es que es posible que durante las operaciones ordinarias de carga o las posteriores a un accidente el sistema de confinamiento se encuentre fuera del embalaje y sea reflejado por el agua.

681.2. En los párrafos 681 y 682 se estipula como mínimo una subcriticidad con reflexión total por agua de un bulto determinado en condiciones rutinarias, normales y de accidente. El requisito del párrafo 680 se deberá cumplir en relación con la presencia de agua dentro del bulto. Es probable que la autoridad competente también exija la subcriticidad de los componentes del embalaje interior junto con las sustancias fisionables de un bulto determinado y con una reflexión total por agua en condiciones de transporte rutinarias. El objetivo sería abarcar las situaciones en que fuera posible extraer los componentes interiores del embalaje junto con las sustancias fisionables, lo que también sería aplicable a los sistemas con barreras múltiples.

682.1. Los requisitos para demostrar la subcriticidad de un bulto independiente se especifican con objeto de determinar la máxima multiplicación neutrónica tanto en las condiciones de transporte normales como en las de accidente. En la evaluación deben tenerse en cuenta los resultados de los ensayos del bulto que se estipulan en los párrafos 684 b) y 685 b), así como las condiciones en que puede suponerse la ausencia de penetración o fuga de agua, como se indica en el párrafo 680.

682.2. Cabe señalar que ‘subcrítico’ significa que la máxima multiplicación neutrónica, ajustada de manera adecuada incluyendo un sesgo de cálculo, las incertidumbres y un margen de subcriticidad, debería ser menor de 1,0. Véase el apéndice VI para obtener orientaciones específicas sobre el procedimiento de evaluación y sobre cómo determinar un límite superior subcrítico.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

683.1. Es posible que los accidentes en la modalidad aérea sean considerablemente más graves que en la terrestre. Por tal razón, en la edición de 1996 del Reglamento de Transporte se han establecido requisitos más estrictos para los bultos diseñados para el transporte de sustancias fisionables por vía aérea.

683.2. Los requisitos para bultos que se transporten por vía aérea abarcan aspectos de la evaluación por separado y solo se aplican a la evaluación de la criticidad de un bulto por separado. En el párrafo 683.2 a) se estipula que un bulto, sin infiltración de agua, ha de permanecer subcrítico tras cumplir los requisitos de ensayo definidos para los bultos del Tipo C en el párrafo 734. Este requisito se establece para excluir una aproximación rápida a la criticidad derivada de posibles cambios geométricos en el bulto; por ello no se considera la infiltración de agua. Se suponen condiciones de reflexión de al menos 20 cm de agua de densidad nominal, ya que ello permite obtener una aproximación conservadora de las condiciones de reflexión que podrían encontrarse con probabilidad. Dado que no se supone la infiltración de agua, solo es preciso considerar el bulto y su contenido al establecer las condiciones geométricas del bulto tras los ensayos. Al especificar las condiciones geométricas del bulto en la evaluación de la criticidad pueden tenerse en cuenta las condiciones del bulto tras los ensayos definidos en el párrafo 734 a) y b) realizados con distintos especímenes del bulto. Las condiciones que se establezcan deberían ser conservadoras, pero compatibles con los resultados de los ensayos. Cuando no se puedan confirmar las condiciones del bulto tras los ensayos, deberían formularse las hipótesis más desfavorables en cuanto a la configuración geométrica del bulto y su contenido, teniendo en cuenta todos los componentes moderadores y estructurales del embalaje. Las hipótesis deberían ser acordes con los peores efectos potenciales de los ensayos mecánico y térmico; y para el análisis deberían considerarse todas las posibles orientaciones del bulto. Hay que demostrar la subcriticidad después de considerar debidamente aspectos como la eficiencia del moderador, la pérdida de los absorbentes de neutrones, la redistribución de los componentes del embalaje y del contenido, los cambios geométricos y los efectos de la temperatura. Deberían tenerse en cuenta posibles aumentos de la reactividad que pudieran ocurrir a causa de una pérdida de moderador del bulto. Cuando no se disponga de información adecuada sobre las condiciones del bulto después de cumplirse los requisitos de ensayo de los bultos del Tipo C mencionados en el párrafo 734, deberían tenerse en cuenta configuraciones que se haya demostrado que den lugar a una reactividad conservadora. Ejemplos de configuraciones que podrían tenerse en cuenta son los siguientes:

a) un volumen esférico de contenido del bulto rodeado de 20 cm de agua;

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

b) un volumen esférico de contenido del bulto rodeado de material de embalaje y reflejado por 20 cm de agua;
c) una mezcla esférica de contenido del bulto y material de embalaje rodeada de 20 cm de agua.

Puede haber otros ejemplos más conservadores.

683.3. En el párrafo 683 b) se estipula que debe considerarse la penetración o fuga de agua del bulto de que se trate a menos que las barreras múltiples contra el paso del agua permanezcan estancas tras los ensayos de los párrafos 733 y 734. Por tanto, en el caso de los bultos que se transporten por vía aérea, los ensayos especificados en el párrafo 685 b) deben ser sustituidos por los estipulados en el párrafo 683 b) para comprobar la estanqueidad que se establece en el párrafo 680 a).

683.4. En resumen, en el párrafo 683 a) se establece una evaluación adicional para bultos que se transporten por vía aérea, mientras que el párrafo 683 b) complementa el párrafo 680 a) que habrá de aplicarse en la evaluación del párrafo 682 relativa a los bultos transportados por vía aérea.

Evaluación de los conjuntos ordenados de bultos en condiciones normales de transporte

684.1. En la evaluación se deben considerar todas las disposiciones de los bultos para determinar el número de cinco veces ‘N’ bultos que es subcrítico, ya que quizás la interacción neutrónica que ocurra entre los bultos del conjunto ordenado no sea igual en las tres dimensiones.

684.2. La evaluación podría entrañar el cálculo de grandes conjuntos finitos para los que existe una carencia de datos experimentales. Por ello debería considerarse un margen adicional específico además de los otros márgenes normalmente permitidos en relación con los valores calculados del factor de multiplicación neutrónica para tener en cuenta los efectos aleatorios y sistemáticos.

684.3. Cabe observar que ‘subcrítico’ significa que la multiplicación neutrónica máxima, ajustada debidamente mediante la inclusión de un sesgo de cálculo, incertidumbres y un margen de subcriticidad, debería ser menor de 1,0. Véase el apéndice VI para obtener orientaciones específicas sobre el procedimiento de evaluación y sobre cómo determinar un límite superior subcrítico.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

684.4. Tras el ensayo de aspersión, puede suceder que el agua se filtre a un espacio vacío del bulto. El intervalo de cantidad de agua filtrada debería tomarse en cuenta después para determinar el factor de multiplicación neutrónica máximo del conjunto ordenado de bultos.

Evaluación de conjuntos ordenados de bultos en condiciones de accidente durante el transporte

685.1. Con la edición de 1996 del Reglamento de Transporte, los ensayos para las condiciones de accidente durante el transporte han de incluir el ensayo de aplastamiento del párrafo 727 c) para bultos de poco peso (< 500 kg) y de baja densidad (< 1000 kg/m^3). El criterio para efectuar el ensayo de aplastamiento, en lugar del ensayo de caída del párrafo 727 a), es el mismo aplicado a los bultos que tienen un contenido mayor de 1000 A_2 (véase el párrafo 659 b)).

685.2. En el párrafo 685 c) se establece una importante restricción sobre las sustancias fisionables que puedan escapar del bulto en condiciones de accidente. Debería tomarse todo tipo de precauciones para evitar la liberación de las sustancias fisionables desde el sistema de contención. La diversidad de configuraciones posibles de las sustancias fisionables que escapan desde el sistema de contención y la posibilidad de que posteriormente se produzcan cambios químicos y físicos, exigen que la cantidad total de sustancias fisionables que escapen del conjunto de bultos sea menor que la masa crítica mínima para ese tipo de sustancia fisionable, que las condiciones de moderación sean óptimas y que haya una reflexión por 20 cm de agua de densidad nominal. Además, deberían considerarse las interacciones neutrónicas entre la sustancia fisionable de la que se ha producido el escape y el conjunto ordenado de bultos en condiciones de accidente. Debería suponerse que de cada uno de los bultos del conjunto ordenado escapa la misma cantidad de material. La dificultad radica en demostrar cuál sería la máxima cantidad que podría escapar del sistema de contención. Según los componentes del embalaje que definan el sistema de contención y el sistema de confinamiento, es posible que las sustancias fisionables escapen del sistema de contención, pero no del sistema de confinamiento. En tales casos puede haber suficientes mecanismos para el control de la criticidad. Sin embargo, la finalidad de este párrafo es asegurar que se considere debidamente cualquier posible escape de sustancias fisionables desde el bulto en que debe suponerse la pérdida del control de la criticidad.

685.3. En las condiciones de evaluación que se consideren deberían incluirse también las derivadas de sucesos menos graves que los representados en las condiciones de ensayo. Por ejemplo, es posible que un bulto permanezca

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

subcrítico tras el ensayo de caída desde 9 m, pero que alcance la criticidad en condiciones que representen un impacto menos grave.

685.4. Véanse los párrafos 684.1 a 684.3.

685.5. Tras el ensayo de inmersión, puede suceder que el agua se filtre a un espacio vacío del bulto. Después debería tomarse en cuenta la cantidad de agua filtrada para determinar el factor de multiplicación neutrónica máximo del conjunto ordenado de bultos.

DETERMINACIÓN DEL ÍNDICE DE CRITICIDAD CON RESPECTO A LA SEGURIDAD DE LOS BULTOS

686.1. En este párrafo se establece el procedimiento para obtener el ISC de un bulto. El valor N usado para determinar el ISC debe ser tal que un conjunto ordenado de bultos basado en este valor sería subcrítico en las condiciones establecidas en los párrafos 684 y 685. Sería incorrecto suponer que una condición se cumpliría si solo la otra se hubiera sometido a un análisis detallado. Los resultados de los ensayos especificados podrían originar un cambio en el embalaje o el contenido que podría afectar al sistema de moderación y/o a la interacción neutrónica entre los bultos, causando así un cambio manifiesto en el factor de multiplicación neutrónico. Por lo tanto, no se puede suponer el valor límite de N para condiciones normales o de accidente si antes no se ha realizado una evaluación para ambas condiciones.

686.2. Pueden utilizarse valores preliminares de N con el objeto de determinar los valores de N para conjuntos ordenados en condiciones de transporte normales (véase el párrafo 684) y en condiciones de accidente durante el transporte (véase el párrafo 685). Debería probarse cualquier conjunto ordenado de cinco veces N bultos, cada uno en las condiciones especificadas en el párrafo 684 b) a los fines de verificar si es subcrítico; asimismo, debería comprobarse si es subcrítico cualquier conjunto ordenado de dos veces N bultos, cada uno en las condiciones especificadas en el párrafo 685 b). Si N es aceptable, puede utilizarse para determinar el ISC del bulto. Si la evaluación indica que el valor seleccionado de N no da por resultado un conjunto ordenado subcrítico, en todas las condiciones requeridas, entonces debería reducirse N y deberían repetirse las evaluaciones de los párrafos 684 y 685 para asegurar la subcriticidad. Otro enfoque más exhaustivo es determinar los dos valores de N que satisfacen por separado los requisitos de los párrafos 684 y 685 y después utilizar el más pequeño de estos dos valores para determinar el valor del ISC. Este último enfoque se califica de

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

'más minucioso' porque constituye una evaluación limitativa para cada una de las condiciones del conjunto ordenado: normales y de accidente.

686.3. El ISC para un bulto, sobreenvase o contenedor debería redondearse hasta la primera cifra decimal superior. Por ejemplo, si el valor N es 11, entonces 50/N es 4,5454 y ese valor debería redondearse hasta obtener un ISC de 4,6. El ISC no debería redondearse a la baja. Para evitar las desventajas de este procedimiento de redondeo, que puede dar por resultado una reducción del número de bultos que pueden ser transportados (en el ejemplo anterior el número sería 10), puede tomarse el valor exacto del ISC.

REFERENCIAS DE LA SECCIÓN VI

[1] GORDON, G., GREDINGH, R., Leach Test of Six 192-Iridium Pellets Based on the IAEA Special Form Test Procedures, AECB Rep. Info-0106, Atomic Energy Control Board, Ottawa (1981).

[2] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection — Sealed Radioactive Sources — Leakage Test Methods, ISO 9978:1992(E), ISO, Geneva (1992).

[3] ASTON, D., BODIMEADE, A.H., HALL, E.G., TAYLOR, C.B.G., The Specification and Testing of Radioactive Sources Designated as 'Special Form' Under the IAEA Transport Regulations, CEC Study Contract XVII/322/80.6, Rep. EUR 8053, CEC, Luxembourg (1982).

[4] WOODCOOK, E.R., PAXTON, H.C., "The criticality aspects of transportation of fissile materials", Progress in Nuclear Energy, Series IV, Vol. 4, Pergamon Press, Oxford and New York (1961) 401–430.

[5] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Exemption from Classification as Fissile Material, 10 CFR 71.15, US Government Printing Office, Washington, DC (2013).

[6] PARKS, C.V., HOPPER, C.M., LICHTENWALTER, J., Assessment and Recommendations for Fissile-Material Packaging Exemptions and General Licenses Within 10 CFR Part 71, NUREG/CR-5342 (ORNL/TM-13607), Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1998).

[7] REICHE, I., KRÖGER, H., "Criticality calculations for uranium of various enrichments at low concentrations embedded in materials of low neutron absorption", paper presented at Int. Conf. on Nuclear Criticality Safety, St. Petersburg, 2007.

[8] COOKE, B., "Trunnions for spent fuel element shipping casks", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 89 (Proc. Int. Symp. Washington, DC, 1989), Oak Ridge Natl Lab., TN (1989).

[9] AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, American National Standard for Special Lifting Devices for Shipping Containers Weighing 10 000 Pounds (4,500 kg) or More for Nuclear Materials, Rep. ANSI N14.6-1978, ANSI, New York (1978).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[10] KERNTECHNISCHER AUSSCHUSS, Lastanschlagpunkte in Kernkraftwerken, KTA 3905, KTA Geschäftstelle, BfS, Salzgitter, Germany (1999).

[11] ORGANIZACIÓN DE AVIACIÓN CIVIL INTERNACIONAL, Instrucciones Técnicas para el Transporte sin Riesgos de Mercancías Peligrosas por Vía Aérea, Edición de 2011-2012, OACI, Montreal (2011).

[12] NACIONES UNIDAS, Recomendaciones relativas al Transporte de Mercancías Peligrosas: Reglamentación Modelo, Decimoséptima edición revisada (ST/SG/AC.10/1/Rev.17) Naciones Unidas, Nueva York y Ginebra (2011).

[13] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Series 1 Freight Containers — Specification and Testing — Part 3 Tank Containers for Liquids, Gases and Pressurized Dry Bulk, ISO 1496-3:1995, ISO, Geneva (1995) and subsequent Amendment 1:2006.

[14] COMISIÓN ECONÓMICA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EUROPA, COMITÉ DE TRANSPORTES INTERIORES, Acuerdo Europeo sobre Transporte Internacional de Mercancías Peligrosas por Carretera (ADR), Edición de 2011, Centro de Publicaciones, Secretaría General Técnica, Ministerio de Fomento, Gobierno de España (2011).

[15] ORGANIZACIÓN INTERGUBERNAMENTAL PARA LOS TRANSPORTES INTERNACIONALES POR FERROCARRIL, Reglamento sobre el transporte internacional de mercancías peligrosas por ferrocarril (RID), OTIF, Berna (2006).

[16] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Series 1 Freight Containers — Specifications and Testing — Part 1: General Cargo Containers for General Purposes, ISO 1496-1: 1990(E), ISO, Geneva (1990); and subsequent Amendments 1:1993, 2:1998, 3:2005, 4:2006 and 5:2006.

[17] ORGANIZACIÓN MARÍTIMA INTERNACIONAL, Convenio Internacional sobre la Seguridad de los Contenedores (CSC) 1972, Edición de 1996, OMI, Londres (1996).

[18] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Nuclear Energy — Packaging of Uranium Hexafluoride (UF6) for Transport, ISO 7195:2005, ISO, Geneva (2005).

[19] MALLET, A.J., ORGDP Container Test and Development Programme: Fire Tests of UF6-Filled Cylinders, K-D-1984, Union Carbide Corp., Oak Ridge, TN (1966).

[20] RINGOT, C., HAMARD, J., “The toxic and radiological risk equivalence approach in UF6 transport”, Uranium Hexafluoride: Safe Handling, Processing and Transporting (Proc. Conf. Oak Ridge, 1988), Oak Ridge Gaseous Diffusion Plant, TN (1988) 29–36.

[21] BIAGGIO, A.L., LOPEZ VIETRI, J.R., “Uranium hexafluoride in transport accidents”, Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 86 (Proc. Int. Symp. Davos, 1986), IAEA, Vienna (1987) 381–387.

[22] SAROUL, J., et al., “UF6 transport container under fire conditions: Experimental results”, Uranium Hexafluoride: Processing, Handling, Packaging, Transporting (Proc. 3rd Int. Conf. Paducah, 1995), Institute of Nuclear Materials Management, Northbrook, IL (1995).

[23] PINTON, E., DURET, B., RANCILLAC, F., “Interpretation of TEN2 experiments”, ibid.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[24] WILLIAMS, W.R., ANDERSON, J.C., "Estimation of time to rupture in a fire using 6FIRE, a lumped parameter UF6 cylinder transient heat transfer/stress analysis model", ibid.
[25] WATARU, M., et al., "Safety analysis on the natural UF6 transport container", ibid.
[26] LYKINS, M.L., "Types of corrosion found on 10- and 14-ton mild steel depleted uranium UF6 storage cylinders", ibid.
[27] BLUE, S.C., "Corrosion control of UF6 cylinders", ibid.
[28] CHEVALIER, G., et al., "L'arrimage de colis de matières radioactives en conditions accidentelles", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 86 (Proc. Int. Symp. Davos, 1986), IAEA, Vienna (1987).
[29] UNITED STATES ENRICHMENT CORPORATION, Reference USEC-651, USEC, Washington, DC (2006).
[30] BRITISH STANDARDS INSTITUTE, Guide to the Design, Testing and Use of Packaging for the Safe Transport of Radioactive Materials, BS 3895:1976, GR 9, BSI, London (1976).
[31] AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, American National Standard for Leakage Tests on Packages for Shipment of Radioactive Material, Rep. ANSI N14.5-1997, ANSI, New York (1997).
[32] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Safe Transport of Radioactive Material — Leakage Testing on Packages, ISO 12807:1996(E), ISO, Geneva (1996).
[33] HOLMAN, J.P., Heat Transfer, 7th edn, McGraw Hill, New York (2001).
[34] MACDONALD, H.F., "Individual and collective doses arising in the transport of irradiated nuclear fuels", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 80 (Proc. Int. Symp. Berlin, 1980), Bundesanstalt für Materialprüfung, Berlin (1980).
[35] GOLDFINCH, E.P., MACDONALD, H.F., Dosimetric aspects of permitted activity leakage rates for Type B packages for the transport of radioactive materials, Radiat. Prot. Dosim. **2** (1982) 75.
[36] MACDONALD, H.F., Radiological Limits in the Transport of Irradiated Nuclear Fuels, Rep. TPRD/B/0388/N84, Central Electricity Generating Board, Berkeley, UK (1984).
[37] MACDONALD, H.F., GOLDFINCH, E.P., The Q System for the Calculation of A_1 and A_2 Values within the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, Rep. TPRD/B/0340/R83, Central Electricity Generating Board, Berkeley, UK (1983).
[38] UNITED KINGDOM ATOMIC ENERGY AUTHORITY, Shielding Integrity Testing of Radioactive Material Transport Packaging, Gamma Shielding, Rep. AECP 1056, Part 1, UKAEA, Harwell, UK (1977).
[39] UNITED KINGDOM ATOMIC ENERGY AUTHORITY, Testing the Integrity of Packaging Radiation Shielding by Scanning with Radiation Source and Detector, Rep. AESS 6067, UKAEA, Risley (1977).
[40] AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, American National Standard for Program for Testing Biological Shielding in Nuclear Reactor Plants, Rep. ANSI N18.9-1972, ANSI, New York (1972).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[41] JANARDHANAN, S., et al., "Testing of massive lead containers by gamma densitometry", Industrial Isotope Radiography (Proc. Nat. Symp.), Bharat Heavy Electrical Ltd, Tiruchirapalli, India (1976).

[42] KRISHNAMURTHY, K., AGGARMAL, K.S., "Complementary role of radiometric techniques in radiographic practice", ibid.

[43] NAGAKURA, T., MAKI, Y., TANAKA, N., "Safety evaluation on transport of fuel at sea and test program on full scale cask in Japan", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 78 (Proc. Int. Symp. New Orleans, 1978), Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1978).

[44] HEABERLIN, S.W., et al., Consequences of Postulated Losses of LWR Spent Fuel and Plutonium Shipping Packages at Sea, Rep. BNWL-2093, Battelle Pacific Northwest Lab., Richland, WA (1977).

[45] HIGSON, J., VALLEPIN, C., KOWALEVSKY, H., "A review of information on flow equations for the assessment of leaks in radioactive transport containers", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 89 (Proc. Int. Symp. Washington, DC, 1989), Oak Ridge Natl Lab., TN (1989).

[46] BURNAY, S.G., NELSON, K., "Leakage of transport container seals during slow thermal cycling to –40°C", Int. J. Radioact. Mater. Transp. **2** (1991).

[47] JAPAN ATOMIC ENERGY RESEARCH INSTITUTE, Nuclear Criticality Safety Handbook, Nihan Shibou, Science and Technology Agency (1988) (in Japanese). [English Translation: JAERI-Review 95-013, JAERI, Tokyo (1995)].

[48] COMMISSARIAT À L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Guide de Criticité, Rep. CEA-R-3114, CEA, Paris (1967).

[49] DARBY, S., BARTON, N., NUTTALL, M., MENNERDAHL, D., "Fissile Exceptions — A General Scheme for Package Based on CSI Control", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2010 (Proc. Int. Symp. London, 2010), Department for Transport, London (2010).

[50] BARTON, N.J., "Derivation of the Table M values in the proposed revision to the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material", paper presented at Int. Conf. on Nuclear Criticality Safety, Edinburgh, 2011.

[51] ITO, D., et. al., "Investigation of criticality effects of deuterium and beryllium in package containing fissile material", J. Nucl. Sci. Technol. **44** 6 (2007) 869–874.

[52] DESNOYERS, B., "Radioactive waste and fissile exceptions", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2010 (Proc. Int. Symp. London, 2010), Department for Transport, London (2010).

[53] PARKS, C.V., HOPPER, C.M., LICHTENWALTER, J., Assessment and Recommendations for Fissile-Material Packaging Exemptions and General Licenses Within 10 CFR Part 71, NUREG/CR-5342 (ORNL/TM-13607), Appendices C, D and E, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1998).

[54] BARTON, N.J., WILSON, C.K., "Review of fissile exception criteria in IAEA regulations", Nuclear Criticality Safety, ICNC '95 (Proc. 5th Int. Conf. Albuquerque, 1995), Vol. 2, Univ. of New Mexico, Albuquerque, (1995) 915972.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[55] TAKANO, M., OKUNO, H., OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark: Results of Phase IIA, Rep. NEA/NSC/DOC(96)01, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokyo (1996).

[56] DeHART, M.D., PARKS, C.V., "Issues related to criticality safety analysis for burnup credit applications", Nuclear Criticality Safety, ICNC '95 (Proc. 5th Int. Conf. Albuquerque, 1995), Univ. of New Mexico, Albuquerque, NM (1995) 2636.

[57] BOWDEN, R.L., THORNE, P.R., STRAFFORD, P.I., "The methodology adopted by British Nuclear Fuels plc in claiming credit for reactor fuel burnup in criticality safety assessments", ibid., pp. 1B.3–10.

[58] PARKS, C.V., GAULD, I.C., MUELLER, D.E., WAGNER, J.C., "Development of technical basis for burnup credit regulatory guidance in the United States", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2010 (Proc. Int. Symp. London, 2010), Department of Transport, London (2010).

[59] AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS, Standard Specification for Uranium Hexafluoride Enriched to Less than 5% U-235, ASTM C996-90, ASTM, Philadelphia, PA (1991).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Sección VII

PROCEDIMIENTOS DE ENSAYO

DEMOSTRACIÓN DEL CUMPLIMIENTO

701.1. En el Reglamento de Transporte se establecen normas funcionales en lugar de requisitos específicos de diseño. Aunque esto supone mayor flexibilidad para el diseñador, plantea más dificultades para obtener la aprobación. La finalidad es permitir que el solicitante utilice prácticas de ingeniería aceptadas para evaluar un bulto de materiales radiactivos. Esto podría incluir el ensayo de bultos a escala real, de modelos a escala, de maquetas de determinadas partes de un bulto, cálculos y argumentaciones razonadas, o una combinación de estos métodos. Independientemente de los procedimientos aplicados, la documentación debería ser suficientemente completa y apropiada para demostrar ante la autoridad competente que se han considerado todos los aspectos de seguridad y modos de fallo. Cualquier hipótesis debería definirse claramente y justificarse por completo.

701.2. El ensayo asociado a bultos que contienen materiales radiactivos plantea una dificultad especial a causa del riesgo radiológico. A pesar de que tal vez no sea recomendable realizar los ensayos utilizando materiales radiactivos, será necesario convencer a la autoridad competente de que se han cumplido los requisitos reglamentarios. Al determinar si en los ensayos se utilizarán materiales radiactivos o el propio contenido radiactivo previsto debería llevarse a cabo una evaluación de seguridad radiológica.

701.3. Para demostrar el cumplimiento de lo estipulado deberían considerarse otros muchos factores, como son la complejidad del diseño, los fenómenos especiales que requieran investigación, la disponibilidad de instalaciones y la capacidad para medir con exactitud las respuestas y/o ajustar con precisión los valores obtenidos a escala, entre otros.

701.4. Siempre que el Reglamento de Transporte exija el cumplimiento de determinado límite de fuga, el diseñador debería incorporar al diseño algún medio que permita demostrar fácilmente el grado de estanqueidad requerido. Un método podría ser incluir algún tipo de cámara de muestreo o puerto de ensayo que pueda comprobarse fácilmente antes de la expedición.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

701.5. Los modelos de ensayo deberían representar con exactitud el diseño previsto, con métodos de fabricación y de garantía y control de calidad similares a los previstos para el producto acabado. Debería ponerse mayor énfasis en el prototipo, de manera que se asegure que el espécimen que se ensaya represente realmente el producto. Si se utiliza contenido radiactivo simulado, este debería representar verdaderamente el contenido real en cuanto a la masa, la densidad, la composición química, el volumen y cualquier otra característica importante. El contenido debería simular las cargas derivadas del impacto en la superficie interior del bulto y en las tapas de cierre. Antes de los ensayos debería documentarse cualquier deficiencia o diferencia del modelo y debería hacerse alguna evaluación que determine cómo ello podría afectar al resultado de los ensayos, positiva o negativamente.

701.6. El número de especímenes que se usen en los ensayos estará en relación con las características del diseño que se vaya a ensayar y la fiabilidad deseada de las evaluaciones. Podrán repetirse las pruebas con diversos especímenes para tener en cuenta variaciones debidas a la gama de propiedades en las especificaciones de los materiales o a las tolerancias en el diseño.

701.7. Los resultados de los ensayos pueden hacer necesario aumentar el número de especímenes con el fin de cumplir con los requisitos de los procedimientos de ensayo que establecen que se produzca el máximo daño. Para reducir el número de ensayos es posible utilizar simulaciones con códigos informáticos.

701.8. Hay que actuar con cuidado al planificar la instrumentación y el análisis, tanto del ensayo de un modelo a escala como de uno de tamaño real. Debería asegurarse que se disponga de instrumentación y de dispositivos de ensayo adecuados y correctamente calibrados, de manera que se puedan documentar y evaluar los resultados de los ensayos y así poder verificarlos. Además, es necesario comprobar que la instrumentación, los dispositivos de ensayo y las conexiones eléctricas no interferirán con el modelo ni invalidarán los resultados de los ensayos.

701.9. Cuando se utilicen acelerómetros para evaluar el comportamiento durante el impacto del bulto, debería considerarse la frecuencia umbral. La frecuencia umbral debería seleccionarse según la estructura (forma y dimensión) del bulto. La experiencia sugiere que para un bulto con una masa de 100 toneladas métricas, con limitador de impacto, la frecuencia umbral debería ser de 100 a 200 Hz y que, para bultos más pequeños, con una masa de toneladas métricas, esa frecuencia umbral debería multiplicarse por un factor (100/m)1/3. Cuando el bulto incluya

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

componentes necesarios para garantizar la seguridad ante el impacto y esos componentes tengan una resonancia fundamental o frecuencias de primer modo que excedan del valor umbral antes indicado, quizás sea necesario ajustar la frecuencia umbral de manera que la parte de la señal que se elimine no tenga influencia significativa en la evaluación del comportamiento mecánico de esos componentes. En estos casos probablemente sea necesario un análisis modal. Ejemplos de tales componentes son, entre otros, las cubiertas que se evalúen para determinar la fractura frágil y las estructuras internas necesarias para garantizar la subcriticidad. Cuando estas cuestiones se consideren en la evaluación analítica, el método y los modelos de cálculo deberían permitir la correspondiente evaluación de estos efectos dinámicos. Ello puede requerir el ajuste de los pasos de tiempo y el tamaño de malla a valores bajos en consonancia con las frecuencias utilizadas en el cálculo.

701.10. En muchos casos puede ser más simple y menos costoso ensayar un modelo a escala real que utilizar uno a escala, o demostrar el cumplimiento mediante cálculo y argumentación razonada. Una de las desventajas de basarse totalmente en los ensayos es que todo cambio futuro del contenido o del diseño del bulto puede ser mucho más difícil, o incluso imposible, de justificar. A menos que la fabricación de los bultos sea muy poco costosa y que se ensayen varios, normalmente en la práctica se requerirá mayor esfuerzo para justificar el cumplimiento de los ensayos.

701.11. Cuando se considere conveniente remitirse a demostraciones similares que se hayan realizado previamente con resultados satisfactorios, deberían tenerse en cuenta todas las semejanzas y diferencias entre los dos bultos. Los aspectos en que haya diferencias pueden requerir la modificación de los resultados de la demostración. El modo y el grado en que las diferencias y las semejanzas afectarán a los resultados de la demostración realizada previamente dependerán de sus efectos. En caso extremo, un embalaje puede ser geométricamente idéntico a otro que ya se haya utilizado en un bulto aprobado, pero, debido a cambios en los materiales del nuevo embalaje, quizás la referencia a la demostración anterior no sea pertinente y, por lo tanto, no debe emplearse.

701.12. Otro método para demostrar el cumplimiento es el cálculo o la argumentación razonada, siempre que se esté de acuerdo en que, en general, los procedimientos y los parámetros de cálculo son fiables o conservadores. Independientemente del método de cualificación elegido, es probable que sea necesario elaborar ciertos cálculos y argumentaciones razonadas. Por lo general en las especificaciones se definen propiedades de los materiales que implican una probabilidad del 95 % al 98 % de no verse sometidos a esfuerzo.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Cuando se utilicen ensayos para obtener datos sobre las propiedades de los materiales debería tenerse en cuenta la dispersión de los datos. Normalmente, cuando el número de ensayos es limitado, se aplican factores a los resultados para dar un límite igual a la media más dos veces la desviación típica en una distribución normal (Gaussiana) (una probabilidad de cerca del 95 %). También es necesario considerar la dispersión debida a las tolerancias de los materiales y a las de fabricación, a menos que en todos los cálculos se utilice la combinación más desfavorable de las posibles dimensiones. Cuando se utilicen códigos informáticos debería quedar suficientemente claro que las fórmulas utilizadas son aplicables a deformaciones finitas (es decir, no solo un desplazamiento grande sino también una gran tensión). En la mayoría de los casos los requisitos, sobre todo los que se refieren a un impacto accidental, precisarán una fórmula de tensión finita debido al daño grave que posiblemente se inflija. Si no se tienen en cuenta esos detalles podrían cometerse errores importantes. Cualquier argumentación razonada debería basarse en la experiencia de ingeniería. Cuando se aplique la teoría, deberían tenerse en cuenta los detalles del diseño que podrían modificar el resultado derivado de la teoría general, por ejemplo, discontinuidades, asimetrías, una geometría irregular, falta de homogeneidad o propiedades variables de los materiales. Debería evitarse presentar una argumentación razonada que se base en apreciaciones subjetivas.

701.13. Muchos cálculos podrían requerir el uso de códigos informáticos asequibles en la red comercial. Debería analizarse la fiabilidad y la adecuada validación del código seleccionado. En primer lugar, ¿es aplicable el código al cálculo previsto?, ¿para los análisis mecánicos, por ejemplo, puede hacer cálculos del impacto?, ¿es adecuado para calcular deformaciones, tanto plásticas como elásticas? En segundo lugar, ¿representa el código adecuadamente el embalaje bajo análisis con el fin de demostrar el cumplimiento de los requisitos? Para cumplir estos dos criterios, quizás el usuario deba aplicar un programa de problemas de referencia en que el código se utilice para modelar y calcular los parámetros de un problema del que ya se conocen los resultados. Las opciones que se elijan pueden tener una gran influencia en la validez de los estudios de referencia para el problema que se pretenda resolver. En los códigos mecánicos, entre las opciones y los aspectos de modelación se incluyen las propiedades de los materiales del bulto en condiciones dinámicas, las deformaciones elásticas y plásticas, el detalle de las conexiones entre componentes, tales como tornillos y soldaduras, y la consideración de efectos debidos a la fricción, hidrodinámicos, por deslizamiento e inundación. La experiencia del usuario en la selección adecuada de las opciones que permite el código, las propiedades de los materiales y la elección de la malla puede afectar a los resultados cuando se utilice un código en particular. En los estudios de referencia se debería considerar

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

también la sensibilidad de los resultados a las variaciones en los parámetros. Puede aumentarse la confianza efectuando análisis sistemáticos de referencia, procediendo de lo simple a lo complejo. Para otras aplicaciones, quizás sea preciso hacer comprobaciones como el balance de valores de carga o de energía entre la entrada y la salida. Cuando el código que se aplique no sea ampliamente utilizado y conocido, también deberían presentarse pruebas de que es adecuado desde el punto de vista teórico.

701.14. La justificación del diseño puede realizarse llevando a cabo ensayos con modelos a una escala adecuada, en que se incorporen características significativas del elemento bajo investigación cuando la experiencia de ingeniería haya demostrado que los resultados de esos ensayos son adecuados para los propósitos del diseño. Cuando se utilice un modelo a escala debería tenerse en cuenta la necesidad de ajustar ciertos parámetros de ensayo, como el diámetro de la barra en el ensayo de penetración o la carga en la compresión. Por otra parte, ciertos parámetros de ensayo no podrán ser ajustados. Por ejemplo, tanto el tiempo como la aceleración de la gravedad serán los reales y, en consecuencia, será necesario ajustar los resultados mediante factores de escala. Para confirmar que existen suficientes márgenes de seguridad, el uso de modelos a escala debería apoyarse con el cálculo o la simulación por computadora, utilizando programas informáticos a los que se les haya aplicado parámetros de referencia.

701.15. Cuando se utilicen modelos a escala para determinar los daños, deberían tenerse en cuenta los mecanismos que afectan a la absorción de energía, pues la fricción, la rotura, el aplastamiento, la elasticidad, la plasticidad y la inestabilidad pueden presentar distintos factores de escala, en función de cómo se vean afectados los distintos parámetros del ensayo. Además, como la demostración del cumplimiento requiere la combinación de tres ensayos (el de penetración, el de caída y el térmico para los bultos del Tipo B(U) y del Tipo B(M)), la existencia de requisitos contradictorios para los parámetros de ensayo podría exigir una solución de avenencia, que a su vez arroje resultados que requieran la aplicación de factores de escala. En resumen, el efecto de la escala debería considerarse en todos los aspectos en que se produzca una diferencia.

701.16. La experiencia ha demostrado que el ensayo de modelos a escala puede ser muy útil para demostrar el cumplimiento de determinados requisitos del Reglamento de Transporte, en particular los ensayos mecánicos. La realización de los ensayos térmicos con modelos a escala es problemática (véanse los párrafos 728.23 y 728.24). En los ensayos mecánicos las condiciones de semejanza son relativamente fáciles de conseguir, siempre que se utilicen los mismos materiales y los métodos de fabricación adecuados para el modelo tanto

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

como para el bulto de tamaño real. Por consiguiente, será posible analizar, de una manera que resulte económica, la relación entre la orientación del bulto y el daño resultante, así como la deformación total del bulto, y obtener información sobre la desaceleración de las diferentes partes del bulto. Además, mediante los ensayos de los modelos pueden optimizarse muchos elementos del diseño.

701.17. Los detalles que deberían incluirse en el modelo son una cuestión de criterio y dependerán del tipo de ensayo para que el que esté previsto el modelo. Por ejemplo, para determinar la respuesta estructural tras un impacto sobre uno de los extremos, la omisión en el modelo a escala de las aletas de refrigeración laterales puede provocar daños más graves. Este tipo de criterios puede simplificar enormemente la construcción del modelo, sin que se menoscabe su validez. Solo es preciso incluir determinadas características estructurales que puedan influir en el resultado del ensayo. No obstante, es fundamental que los materiales de fabricación del modelo a escala y del bulto de tamaño real sean los mismos y que se empleen técnicas de construcción y fabricación adecuadas. En ese sentido, deberían emplearse técnicas de construcción y fabricación que reproduzcan el comportamiento mecánico y la respuesta estructural del bulto de tamaño real, tomando en consideración procesos tales como el mecanizado, la soldadura, el tratamiento térmico y los métodos de unión mecánica. Las propiedades de tensión-deformación de los materiales de construcción no deberían depender de la tasa de deformación hasta el punto en que invaliden los resultados del modelo. Es preciso hacer esta observación dado que la tasa de deformación en el modelo puede ser mayor que en el bulto de tamaño real.

701.18. En algunos casos tal vez no sea práctico que todos los componentes del bulto estén hechos a escala de manera precisa. Por ejemplo, si se considera el espesor de un limitador de impacto con respecto a la longitud total del bulto. En el modelo, la razón entre el espesor y la longitud total puede ser distinta que en el bulto a escala real. Entre otros ejemplos cabe citar las láminas metálicas, las juntas o los tornillos de tamaño no normalizado o difíciles de conseguir. Cuando exista cualquier discrepancia geométrica apreciable entre el bulto real y el modelo que va a ser sometido a ensayo, el comportamiento de ambos cuando se sometan al ensayo de caída desde una altura de 9 m debería compararse mediante análisis con códigos informáticos para determinar si el efecto de la discrepancia geométrica es un elemento significativo. El código informático que se utilice debería haber sido verificado mediante evaluaciones comparadas adecuadas. Si los efectos de las discrepancias no son importantes, podría considerarse apropiado el modelo a escala para el ensayo de caída. Esto sería aplicable a escalas con una razón de 1:4 o mayores.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

701.19. Otro elemento que es preciso analizar es el factor de escala elegido para el modelo, ya que este dependerá de la precisión que se necesite para lograr una representación aceptable del modelo. Cuanto mayor sea la diferencia respecto del tamaño real, mayor será el error que se introduzca. En consecuencia, la reducción de la escala podría ser mayor cuando se estudie la deformación del bulto en su conjunto que cuando se ensayen determinadas partes del mismo y, en ocasiones, el factor de escala puede venir determinado por el tipo de ensayo que se vaya a realizar. En algunos ensayos, como el de penetración, la caída II del ensayo mecánico y el ensayo de perforación/desgarramiento, especificados en el Reglamento de Transporte, se debería aplicar la escala a la barra o la sonda. En otros casos, en que el embalaje puede estar protegido por una estructura deformable de espesor significativo, o en que pueda producirse una deformación importante de la barra de penetración, tal vez sea necesario corregir la altura de caída [1, 2]. En la corrección debería tenerse en cuenta el posible aumento de la energía del bulto como resultado del movimiento de su centro de gravedad durante el tiempo de impacto. La corrección de la altura de la caída reviste interés tanto para el ensayo de caída I (9 m) como el de caída II (1 m), pero suele ser más importante para el ensayo de caída II.

701.20. En general, la razón de escala M (razón entre la dimensión del modelo y la del prototipo) no debería ser inferior a 1:4. Para un modelo con una razón de escala de 1:4 o mayor, el efecto de la dependencia de la tasa de deformación en las propiedades mecánicas del material será despreciable. Debería verificarse el efecto de la dependencia de la tasa de deformación para los materiales que se emplean habitualmente (por ejemplo, el acero inoxidable).

701.21. Teniendo en cuenta las limitaciones que se indican a continuación, es posible la aplicación de escalas a los ensayos de caída como resultado de las siguientes leyes relativas al modelo, que serán válidas siempre que se mantenga la altura de caída establecida en un principio, que el original y el modelo tengan las mismas propiedades materiales y el bulto y/o que la deformación de la barra de penetración sea ínfima en relación con la altura de caída:

Aceleraciones: $a_{modelo} = (a_{original})/M$
Fuerzas: $F_{modelo} = (F_{original})M^2$
Tensiones: $\sigma_{modelo} = \sigma_{original}$
Deformaciones: $\varepsilon_{modelo} = \varepsilon_{original}$

701.22. Para modelos de poco peso, la posición o la velocidad del modelo durante el ensayo de caída puede verse afectada por factores como el balanceo del ‘cordón umbilical’ de los cables de los sensores de aceleración o de los

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

medidores de deformación, o también por los efectos del viento. La experiencia demuestra que para el ensayo los bultos de masa de hasta 1000 kg deberían utilizarse modelos de tamaño real, o sistemas de guiado especiales con el modelo a escala.

701.23. Cuando la solicitud de aprobación de un diseño de bulto se fundamente de alguna manera en ensayos con modelos a escala, en ella debería incluirse una demostración de la validez de los métodos de escalado que se hayan utilizado. En particular, esa demostración debería comprender:

a) la definición del factor de escala;
b) la demostración de que el modelo que se ha construido reproduce con suficiente exactitud los detalles del bulto o de las partes del embalaje que serán ensayadas;
c) una lista de las partes o elementos que no se reproducen en el modelo;
d) la justificación de la supresión en el modelo de esas partes o elementos; y
e) la justificación de los criterios de semejanza que se han aplicado.

701.24. En algunos casos, en la evaluación de los resultados de los ensayos con modelos a escala es necesario considerar no solo el deterioro del embalaje, sino también el del contenido de los bultos. En particular, debería considerarse el daño causado al contenido cuando se produzcan cambios en:

a) la tasa potencial de liberación;
b) los parámetros que afecten a la criticidad;
c) la eficacia del blindaje;
d) el comportamiento térmico.

701.25. Probablemente sea difícil extrapolar a los bultos de tamaño real los ensayos con modelos a escala en que existan sellos o superficies de sellado. Aunque con los modelos a escala es posible obtener información muy valiosa sobre la deformación y el desplazamiento de las superficies de sellado, debería actuarse con prudencia al extrapolar el comportamiento de los sellos, así como las fugas que se produzcan (véase el párrafo 716.7). Cuando se utilicen modelos a escala para el ensayo de los sistemas de sellado es preciso considerar el efecto de factores como la rugosidad de la superficie y el comportamiento de los sellos en función de su espesor y tipo, así como los problemas asociados al pronóstico de las tasas de fuga a partir de los resultados de los modelos a escala.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

702.1. En todo método de evaluación que se utilice tras los ensayos para asegurar el cumplimiento de los requisitos deberían incorporarse las técnicas siguientes según el tipo de bulto sometido a análisis:

a) inspección visual;
b) evaluación de la distorsión;
c) medición en todos los cierres de las separaciones producidas en los sellos;
d) prueba de estanqueidad de las áreas de sellado;
e) ensayos destructivos y no destructivos con sus correspondientes mediciones;
f) examen microscópico del material dañado.

702.2. En la evaluación del deterioro de un bulto tras el ensayo de caída también deberían tenerse en cuenta todos los daños producidos por los impactos secundarios, salvo en el caso del ensayo de caída II para el transporte en condiciones de accidente, cuya finalidad se limita a demostrar el comportamiento del bulto ante un impacto local (véase el párrafo 727.16). El impacto secundario incluye todos los impactos del bulto con el blanco después del primer impacto. También será necesario considerar estos impactos secundarios en las evaluaciones basadas en métodos numéricos. Por tanto, la posición del bulto que produzca el máximo daño deberá determinarse teniendo en cuenta los impactos secundarios además del inicial. La experiencia indica que el efecto de los impactos secundarios es a menudo más grave para los bultos más delgados y rígidos, como por ejemplo:

a) un bulto que tenga una relación de tamaño (longitud-diámetro) mayor de 5, aunque, a veces, incluso tan baja como 2;
b) un bulto de grandes dimensiones para el que es previsible un importante rebote tras la caída desde los 9 m; y
c) un bulto que contenga materiales rígidos y más delgados y especialmente vulnerables a los impactos laterales.

ENSAYOS PARA LOS MATERIALES RADIACTIVOS EN FORMA ESPECIAL

Disposiciones generales

704.1. Los cuatro métodos de ensayo especificados en el Reglamento de Transporte, es decir, los de impacto, percusión, flexión y térmico, tratan

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de simular los efectos mecánicos y térmicos a los que se podrían exponer los materiales radiactivos en forma especial si se salieran de su embalaje.

704.2. Estos requisitos de ensayo se establecen para asegurar que los materiales radiactivos en forma especial que, como resultado de un accidente, queden sumergidos en líquidos, no se dispersen más allá de los límites establecidos en el párrafo 603.

704.3. Los ensayos de un diseño de cápsula pueden realizarse con materiales radiactivos simulados. Por 'simulado' se entiende la reproducción de una fuente radiactiva sellada en que la cápsula se ha fabricado exactamente con los mismos materiales que la fuente sellada que representa, pero que, en lugar de materiales radiactivos, contiene una sustancia con propiedades mecánicas, físicas y químicas lo más parecidas posible a las de los materiales radiactivos y que contiene solamente trazas de estos. El trazador debería estar solubilizado en un disolvente que no ataque la cápsula. Un procedimiento descrito en la norma ISO 2919 [3] utiliza, bien 2 MBq de Sr-90 e Y-90, o bien 1 MBq de Co-60, ambos en forma de sal soluble. Siempre que sea posible, deberían utilizarse nucleidos de período más corto. Sin embargo, cuando se utilicen técnicas de lixiviación será preciso tener cuidado al interpretar los resultados. Será necesario considerar los efectos del factor de escala, cuya importancia dependerá de la actividad máxima que contenga la cápsula, así como de la forma física de su contenido previsto y, en particular, de su solubilidad en comparación con la del radionucleido trazador. Estos problemas pueden evitarse si se aplican ensayos por fugas volumétricas (véanse los párrafos 603.3 y 603.4). Normalmente, los ensayos de los materiales radiactivos en forma especial se realizan con fuentes selladas o con materiales sólidos no dispersables a escala real, ya que no resultan caros y los resultados se interpretan fácilmente.

Métodos de ensayo

705.1. Puesto que se trata de que este ensayo sea similar al de caída libre desde 9 m para un bulto del Tipo B(U) (véase el párrafo 603.1) el espécimen debería dejarse caer de la manera que sufra el máximo daño.

706.1. Debería prestarse atención especial a las condiciones del ensayo de percusión con el fin de conseguir el máximo daño.

706.2. En el caso de los ensayos de percusión realizados con especímenes a temperaturas superiores a la temperatura ambiente, deberían adoptarse

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

precauciones especiales para que no se sobrecaliente y reblandezca la lámina de plomo.

709.1. Se admite que los ensayos que se indican en los párrafos 705, 706 y 708 no son los únicos y que pueden ser válidos también otros procedimientos de ensayo, ya aceptados a escala internacional. Se han definido como una alternativa adecuada dos ensayos establecidos por la ISO.

709.2. El ensayo alternativo que se propone en el párrafo 709 a) i) es el de impacto Clase 4 de la norma ISO 2919 [3] para fuentes en bultos en forma especial con una masa inferior a 200 g, que consiste en lo siguiente: un martillo de 2 kg de masa, con una superficie plana de impacto de 25 mm de diámetro y con los bordes redondeados con un radio de 3 mm, se deja caer sobre el espécimen desde una altura de 1 m; el espécimen se sitúa sobre un yunque de acero con una masa de al menos 20 kg. El yunque ha de estar montado rígidamente y tener una superficie plana suficientemente grande para abarcar el espécimen completo. Este ensayo puede realizarse en lugar de los ensayos de impacto (párrafo 705) y de percusión (párrafo 706).

709.3. En los ensayos alternativos propuestos en el párrafo 709 a) debería elegirse la orientación del espécimen que cause el máximo daño.

709.4. El ensayo alternativo que se propone en el párrafo 709 b) es el de temperatura Clase 6 de la norma ISO 2919 [3], que consiste en someter el espécimen a una temperatura mínima de –40 °C durante 20 min y calentarlo posteriormente durante un período que no exceda de 70 min desde la temperatura ambiente hasta los 800 °C; después se le deja a 800 °C durante 1 h y a continuación se le somete a un tratamiento de choque térmico, introduciéndolo en agua a 20 °C.

Métodos de evaluación por lixiviación y por fugas volumétricas

711.1. Para los especímenes que tengan o simulen materiales radiactivos encerrados en una cápsula sellada debería aplicarse bien una evaluación por lixiviación, tal como se dispone en el párrafo 711 a), o bien una por fugas volumétricas, como se especifica en el párrafo 711 b). La evaluación por lixiviación será similar al método que se aplica a los materiales sólidos no dispersables (véase el párrafo 710), salvo que el espécimen no se sumerge inicialmente en agua durante siete días. No obstante, las otras fases siguen siendo iguales.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

711.2. La evaluación alternativa por fugas volumétricas, tal como se especifica en el párrafo 711 a), comprende cualesquiera de los ensayos previstos en la norma ISO 9978 [4], que sean aceptables para la autoridad competente. Generalmente los ensayos permiten acortar el período de ensayo y, además, algunos de ellos son para sustancias no radiactivas. La opción de evaluación por fugas volumétricas permite reducir el tiempo total que entraña la secuencia de ensayos e incluso el período que se precisa para la utilización de una celda blindada durante el ensayo. Por consiguiente, la opción de la evaluación por fugas volumétricas podría propiciar una importante reducción de los costos.

ENSAYOS DE MATERIALES RADIACTIVOS DE BAJA DISPERSIÓN

712.1. Para que se les conceda una exención de los requisitos establecidos para los bultos del Tipo C, los materiales radiactivos de baja dispersión han de cumplir con los mismos criterios de los bultos del Tipo C respecto de la resistencia al impacto y al fuego, sin que se produzca una dispersión de cantidades significativas de material.

712.2. Para que el material sea cualificado como material radiactivo de baja dispersión se ha de demostrar que posee determinadas propiedades directamente mediante ensayos físicos directos, métodos analíticos o una adecuada combinación de ambos. Tiene que demostrarse que si el contenido de un bulto del Tipo B(U) o del Tipo B(M) se sometiera a los ensayos establecidos, estos cumplirían los criterios de comportamiento estipulados en el párrafo 605. Se requieren tres ensayos: el de impacto a 90 m/s sobre un blanco indeformable, el ensayo térmico reforzado y el de lixiviación. El de impacto y el térmico no son consecutivos. En el ensayo de lixiviación el material ha de estar en una forma que represente las propiedades del material tal como quede tras alguno de los ensayos previstos en el párrafo 605 b). No será preciso que los ensayos que se realicen para demostrar que el material radiactivo de baja dispersión tiene las propiedades requeridas se hagan con el contenido total del bulto si los resultados que se obtienen con una fracción representativa de ese contenido pueden extrapolarse con suficiente confianza al contenido real del bulto. Esto se aplica, por ejemplo, si el bulto contiene varios elementos idénticos y puede demostrarse que multiplicando la liberación establecida en uno de ellos por el número total de ese tipo de elementos en un bulto se obtiene una sobreestimación del contenido total del bulto. En el caso de grandes elementos también será posible realizar los ensayos con una parte esencial de ellos o con un modelo a escala más pequeño, siempre que se establezca cómo extrapolar los resultados obtenidos de esta forma al comportamiento del contenido completo del bulto.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

712.3. En el ensayo de impacto a 90 m/s ha de demostrarse que el impacto del contenido total del bulto sobre un blanco indeformable, sin la protección del embalaje, a una velocidad de 90 m/s como mínimo, daría lugar a una liberación de materiales radiactivos en el aire menor de 100 A_2 en forma de gas o de partículas de hasta 100 µm de diámetro aerodinámico equivalente (DAE). El DAE de una partícula de aerosol se define como el diámetro de una esfera de 1 g/cm^3 de densidad que tenga el mismo comportamiento en cuanto a su sedimentación en el aire. El DAE de las partículas de aerosol puede determinarse con diversos instrumentos y técnicas de medición de aerosoles y utilizando técnicas como las de impactores, medidores ópticos de partículas y separadores por centrifugado (ciclones). Pueden utilizarse diversas técnicas experimentales de ensayo. Una sería provocar el impacto de un espécimen, lanzado horizontalmente, contra una pared vertical que tenga las características de rigidez definidas para el blanco. Todas las partículas que pasen al aire y que tengan un DAE inferior a 100 µm podrán ser arrastradas hacia arriba mediante una corriente de aire ascendente, que tenga la velocidad apropiada, y de esta manera podrá ser analizado su tamaño mediante técnicas de medición de aerosoles. Una corriente de aire con una velocidad ascendente de 30 cm/s serviría como separador, ya que las partículas con un DAE < 100 µm se mantendrían en suspensión mientras que las que fueran mayores serían retiradas por exceder su velocidad de sedimentación de 30 cm/s.

712.4. Puede obtenerse más información en los párrafos 605.5, 605.7 a 605.9 y 704.3.

ENSAYOS DE BULTOS

Preparación de los especímenes para su ensayo

713.1. A menos que antes del ensayo se registren datos sobre el estado del espécimen, será difícil decidir posteriormente si los defectos que se observen han sido ocasionados por el ensayo.

714.1. Puesto que en determinados casos los componentes que forman el sistema de contención pueden ser montados de diferentes maneras, será fundamental que para los ensayos se definan claramente tanto el espécimen como su procedimiento de montaje.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Ensayo de la integridad del sistema de contención y del blindaje y evaluación de la seguridad con respecto a la criticidad

716.1. Con el fin de determinar el comportamiento de los especímenes que han sido sometidos a los ensayos especificados en los párrafos 719 a 733, tal vez sea preciso seguir un programa de investigación que comprenda inspecciones y ensayos secundarios. Por lo general, en primer lugar se realizará un examen visual y un registro fotográfico del espécimen. Además, pueden ser necesarias otras inspecciones. Si los ensayos se llevaron a cabo con especímenes que contenían materiales radiactivos como trazadores, pueden medirse las fugas mediante pruebas de frotis. La estanqueidad puede detectarse aplicando los procedimientos recogidos en los párrafos 648.3 a 648.5 (del Tipo BI, del Tipo A, del Tipo B(U) o del Tipo B(M)). Asimismo, puede evaluarse la integridad del blindaje colocando materiales radiactivos trazadores dentro del embalaje. Tras un examen de la integridad externa, el sistema de contención debería desmontarse para comprobar su estado interno: la integridad de las cápsulas, de los recipientes de vidrio, frascos, etc.; la estabilidad geométrica de los compartimentos, especialmente cuando el contenido sea una sustancia fisionable; la distribución de los materiales absorbentes; la estabilidad del blindaje y el funcionamiento de las partes mecánicas. El programa de análisis debería centrarse en el examen de tres aspectos específicos:

i) la integridad del sistema de contención;
ii) la integridad del blindaje;
iii) la garantía, cuando sea aplicable, de que ninguna reordenación del contenido fisionable o de los venenos neutrónicos o del grado de moderación ha afectado negativamente a las hipótesis y previsiones del análisis de criticidad.

716.2. La integridad del sistema de contención puede evaluarse de muchas maneras. Por ejemplo, la liberación radiactiva desde el sistema de contención puede calcularse en función de las pérdidas volumétricas (por ejemplo, gaseosas).

716.3. En el caso de especímenes de ensayo que sean representativos de sistemas de contención de tamaño real, pueden efectuarse mediciones directas de las fugas en el espécimen de ensayo.

716.4. Ha de prestarse atención a los dos aspectos siguientes:

i) el funcionamiento del sistema de cierre normal;
ii) las fugas que puedan ocurrir en otras partes del sistema de contención.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

716.5. De conformidad con el Reglamento de Transporte, la contención entraña tantas variables que no es factible un único procedimiento normalizado de ensayo.

716.6. En la norma American National Standard N14.5-1977 [5] se incluyen, entre otros, los siguientes tipos de ensayos aceptables, enumerados por orden creciente de sensibilidad en condiciones normales:

a) caída de presión gaseosa;
b) burbujas por inmersión en agua o burbujas en jabón;
c) glicol de etileno;
d) incremento de la presión gaseosa;
e) burbuja de aire en vacío;
f) detector de halógenos;
g) espectrómetro de masas de helio.

716.7. En esta norma (ANSI N14.5-1997) [5]:

a) se relacionan los requisitos reglamentarios relativos a la contención de materiales radiactivos con las tasas de fuga de flujos másicos, detectables en la práctica;
b) se define el término ‘estanqueidad’ en función de la tasa de flujo volumétrico;
c) se realiza alguna simplificación en forma de hipótesis conservadoras, de manera que puedan consolidarse muchas variables;
d) se describe un procedimiento de ensayo de liberación; y
e) se describen ensayos específicos de fugas volumétricas.

716.8. En la norma ISO 12807 [6] se especifican criterios para ensayos de fuga de gas y métodos de ensayo con el fin de demostrar que los bultos del Tipo B(U) y del Tipo B(M) cumplen con los requisitos de integridad de la contención definidos en el Reglamento de Transporte para el diseño, la fabricación y las verificaciones previas a la expedición y las de carácter periódico. Aunque no son los únicos, entre los métodos de ensayo de fugas preferidos que describe la norma ISO 12807 se incluyen los siguientes:

a) Métodos cuantitativos:
   — caída de la presión gaseosa;
   — incremento de la presión gaseosa;
   — envoltura llena de gas con utilización de detector de gas;
   — envoltura vaciada con utilización de detector de gas;

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

— envoltura vaciada con presurización previa.

b) Métodos cualitativos:
— técnicas por burbujas de gas;
— técnica por burbujas de jabón;
— técnica de detección por olor de gas trazador; y
— método de pulverización de gas trazador.

716.9. Esta norma se basa fundamentalmente en las siguientes hipótesis:

a) los materiales radiactivos pueden liberarse desde el bulto como un líquido, gas, sólido, líquido con sólidos en suspensión o partículas sólidas en un gas (aerosol), o en cualquier combinación de esas formas;
b) la liberación o la fuga radiactiva puede suceder por una o más de las siguientes vías: flujo viscoso, flujo molecular o infiltración;
c) la tasa de liberación del contenido radiactivo se mide indirectamente mediante un ensayo de fuga de gas equivalente, que se mide mediante las tasas de flujo de gas (gas no radiactivo); y
d) las tasas pueden relacionarse matemáticamente con el diámetro de un único capilar recto, que se considera que en la mayoría de los casos representa conservadoramente una fuga o fugas.

716.10. Las etapas principales consideradas en la norma para determinar la fuga, tanto en condiciones normales como de accidente, son las siguientes:

a) determinación de las tasas de liberación radiactiva permisibles;
b) determinación de las tasas de fuga normalizadas;
c) determinación de las tasas de fuga de ensayo permisibles para cada fase de verificación;
d) selección de los métodos de ensayo más apropiados; y
e) realización de los ensayos y registro de sus resultados.

716.11. Si en los ensayos se utilizan especímenes de menor tamaño que el real, quizás no sea aconsejable la medición directa de la fuga mediante los sistemas de sellado, ya que no todos los parámetros asociados con esa fuga pueden reducirse fácilmente a escala. A ese respecto, comoquiera que la pérdida de hermeticidad se asocia a menudo con la pérdida de la compresión en el sistema de sellado debido, por ejemplo, al alargamiento permanente de los tornillos de apriete de la tapa, se recomienda llevar a cabo una inspección metrológica detallada para determinar en qué medida ha ocurrido en el espécimen sometido a los ensayos mecánicos el alargamiento de los tornillos y la distorsión de las superficies de sellado. Puede aplicarse la escala a los datos obtenidos de la inspección

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

metrológica y así determinar la distorsión y el alargamiento equivalentes de los tornillos en el tamaño real. Utilizando los datos metrológicos de escala puede verificarse el comportamiento del bulto de tamaño real mediante ensayos con sistemas de sellado de tamaño real.

716.12. Para la evaluación de la integridad del blindaje se señala que si se utiliza una fuente radiactiva para determinar las condiciones tras el ensayo de accidente, los resultados del ensayo podrían quedar invalidados a causa de cualquier daño o modificación que cause la inserción de la fuente en la configuración del bulto.

716.13. Si se utiliza un bulto a escala real en los ensayos, un método para comprobar la integridad del blindaje consiste en examinar la superficie del espécimen con una película de rayos X o un instrumento apropiado para detectar si ha habido una pérdida de blindaje, mientras se mantiene en su interior una fuente adecuada. Si se encuentra alguna evidencia de la pérdida de blindaje en cualquier parte de la superficie del espécimen, el nivel de radiación debería determinarse con mediciones reales y cálculos, de manera que se asegure el cumplimiento de los requisitos especificados en los párrafos 648, 653, 659 y 671. Para obtener más información, véanse los párrafos 648.1 a 648.5 y 659.14 a 659.19.

716.14. Como opción puede realizarse una inspección dimensional cuidadosa de los parámetros que contribuyen a la eficacia del blindaje, de manera que se compruebe que no se han afectado de forma negativa, por ejemplo, al producirse hundimientos o la pérdida de plomo en los blindajes, dando lugar a un incremento general de la radiación o de los niveles de radiación en puntos localizados.

716.15. Los ensayos aplicables podrían demostrar que no son válidas las hipótesis utilizadas en el análisis de seguridad con respecto a la criticidad. Un cambio en la geometría o en la forma física o química de los componentes o del contenido del embalaje podría afectar a la interacción neutrónica dentro o entre los bultos, por lo que todo cambio que se produzca debería ser compatible con las hipótesis formuladas en la evaluación de la seguridad con respecto a la criticidad de los párrafos 673 a 685. Si las condiciones tras los ensayos no son acordes con esas hipótesis, podría ser necesario modificar el análisis de criticidad.

716.16. Aunque el ensayo de los bultos a escala real o reducida puede realizarse con contenido simulado, del que pueden obtenerse algunos datos sobre el comportamiento de cualquier bastidor o caja que se utilice para colocar el contenido, en la práctica la geometría final dependerá de la interacción entre el material real (cuyas propiedades mecánicas pueden ser diferentes de las

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

del contenido simulado) y el bastidor o la caja y el resto de componentes del embalaje.

Blanco para los ensayos de caída

717.1. El blanco para los ensayos de caída se define como una superficie esencialmente indeformable. Esta superficie indeformable tiene el propósito de causar al bulto un daño equivalente o superior al previsto en impactos que podrían ocurrir sobre superficies o estructuras reales durante el transporte. El blanco, tal como se especifica, permite comparar y repetir con precisión los análisis y ensayos si fuera necesario. El blanco indeformable, aunque se describe de forma genérica, puede construirse siempre de manera que tenga una masa relativamente grande y rígida respecto del bulto que se someta a ensayo. Los denominados blancos reales, como tierra, rocas blandas y algunas estructuras de hormigón, son menos rígidos y podrían causar, con una determinada velocidad de impacto, menos daños al bulto [7]. Además, es más difícil construir superficies deformables que den lugar a resultados reproducibles tras los ensayos; por otra parte, la forma del objeto que caiga puede afectar a las características de deformación de esa superficie. En consecuencia, si se utilizaran blancos deformables, se incrementaría la incertidumbre de los resultados de los ensayos y sería mucho más difícil la comparación entre cálculos y ensayos.

717.2. Un ejemplo de blanco indeformable que cumpliría con los requisitos reglamentarios sería una plancha de acero de 4 cm de espesor colocada flotando sobre un bloque de hormigón apoyado en suelo firme o sobre un lecho de rocas. La masa combinada del acero con el hormigón debería ser como mínimo 10 veces mayor que la del espécimen que se someta a los ensayos de los párrafos 705, 722, 725 a), 727 y 735, y 100 veces mayor que la del espécimen sometido al ensayo definido en el párrafo 737, a menos que se justifique la aplicación de un valor diferente. La plancha de acero debería tener estructuras fijas de acero que sobresalgan en su superficie inferior, de manera que se asegure un firme contacto con el hormigón. Debería tenerse en cuenta la dureza del acero cuando se ensayen bultos con superficies duras. El hormigón debería tener suficiente espesor para minimizar su flexión, aunque en proporción con el tamaño de la muestra que se vaya a ensayar. En la bibliografía [8 a 12] se describen otros blancos que se han utilizado anteriormente. Dado que ha de evitarse la flexión del blanco, sobre todo en la dirección vertical, se recomienda que se aproxime a la forma cúbica, de manera que su profundidad sea similar a su anchura y longitud.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Ensayo de embalajes diseñados para contener hexafluoruro de uranio

718.1. En el ensayo hidráulico solo es preciso ensayar el cilindro; las válvulas, así como otros equipos necesarios para el mantenimiento, no deberían incluirse en este ensayo de fugas, sino que deberían ser ensayados de conformidad con la norma ISO 7195 [10].

Ensayos encaminados a demostrar la capacidad de soportar las condiciones de transporte normales

719.1. Las condiciones climáticas a las que los bultos pueden someterse en las condiciones de transporte normales comprenden cambios de humedad, de temperatura ambiente y de presión y la exposición a la irradiación solar y a la lluvia.

719.2. Una humedad relativa baja, en particular si va acompañada de una elevada temperatura, hace que los materiales estructurales del embalaje, como la madera, se sequen, se contraigan, se partan y se vuelvan frágiles; la exposición directa de un bulto al sol puede producir una temperatura superficial considerablemente superior a la ambiental durante unas pocas horas alrededor del mediodía. El frío intenso endurece o fragiliza algunos materiales, especialmente los que se utilizan para unir o amortiguar. Los cambios de temperatura y de presión pueden ocasionar 'transpiración' y un aumento gradual de la humedad en el interior de las partes externas de los embalajes y, si la temperatura desciende lo suficiente, puede producir condensación de agua dentro del embalaje. La humedad en la bodega de los buques suele ser elevada y un descenso de temperatura produciría una considerable condensación en las superficies externas de los bultos. Si se produce condensación, pueden aplastarse las cajas exteriores de cartón y los espaciadores utilizados para reducir los niveles de radiación externa. Los bultos pueden quedar expuestos a la lluvia mientras se mantienen a la espera de ser cargados o cuando se trasladan y cargan en el medio de transporte.

719.3. En el transporte normal un bulto puede estar sometido también a efectos mecánicos, tanto dinámicos como estáticos. Los primeros pueden comprender sacudidas limitadas, choques repetidos y/o vibraciones y los últimos, compresiones y tensiones.

719.4. Un bulto puede sufrir una sacudida de carácter limitado al caer sobre una superficie durante su manipulación. Las manipulaciones bruscas, en particular la rodadura de los bultos cilíndricos y el vuelco de los rectangulares, son una causa habitual de esas sacudidas limitadas. También pueden producirse por

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

la penetración de un objeto con un área de sección transversal relativamente pequeña o por el golpe con el vértice o la arista de otro bulto.

719.5. En el transporte terrestre a menudo se producen golpeteos repetidos; todas las modalidades de transporte producen fuerzas de origen vibratorio que pueden causar fatiga en los metales y/o la pérdida de tuercas o tornillos. El apilamiento de los bultos para su transporte y cualquier desplazamiento de carga por un cambio repentino de la velocidad durante el transporte, pueden causar compresiones considerables sobre los bultos. Los bultos sufren también tensiones a causa de la elevación y la disminución de la presión ambiente como consecuencia de los cambios de altitud.

719.6. Los ensayos que se han seleccionado para reproducir el tipo de daños y tensiones que podría causar la exposición a estos esfuerzos y condiciones climáticas y de manipulación y transporte son: el ensayo de aspersión con agua, el de caída libre, el de apilamiento y el de penetración. Es improbable que el mismo embalaje sufra todos los incidentes de manipulación brusca o de pequeña importancia que representan los cuatro ensayos. Además, la liberación no intencionada de parte del contenido, aunque muy indeseable, no debería suponer un percance importante considerando la limitación del contenido de los bultos del Tipo A. Bastaría utilizar tres especímenes por separado para cada uno de los ensayos de caída libre, apilamiento y penetración, precedidos en cada caso del de aspersión con agua. No obstante, esto no impide que se utilice un solo espécimen para todos los ensayos.

719.7. Los ensayos no abarcan todos los sucesos a los que puede someterse un bulto del Tipo A en el entorno del transporte. No obstante, se estiman adecuados frente a los otros requisitos generales de diseño relacionados con las condiciones de transporte, como la temperatura ambiente y su variación, la manipulación y la vibración.

720.1. Si se hace la aspersión con agua simultáneamente desde las cuatro direcciones, debería aplicarse un intervalo de dos horas entre el ensayo de aspersión y los siguientes ensayos. Este intervalo representa el tiempo necesario para que el agua empape el bulto de manera gradual, del exterior al interior, y reduzca su fuerza estructural. Si poco después de ese intervalo el bulto se somete a los ensayos de caída libre, apilamiento y penetración, sufrirá el máximo daño. Sin embargo, si la aspersión se aplica consecutivamente desde cada una de las cuatro direcciones, en esas dos horas se produciría progresivamente el calado del agua hacia el interior del bulto en cada dirección y el secado desde su exterior. Por

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

tanto, para este caso no debería permitirse intervalo alguno entre la finalización del ensayo de aspersión con agua y el siguiente ensayo de caída libre.

721.1. El ensayo de aspersión con agua está en principio previsto para embalajes de materiales que absorben agua o que se ablandan con ella, o materiales que están unidos con pegamentos solubles en agua. Para los embalajes cuyas capas exteriores sean totalmente metálicas, de madera, de materiales cerámicos o plásticos o de cualquier combinación de estos materiales, puede demostrarse que superan el ensayo mediante una argumentación razonada, siempre y cuando no retengan agua y aumente significativamente su masa.

721.2. Un método para realizar el ensayo de aspersión con agua, que se considera que satisface las condiciones estipuladas en el párrafo 721, es el siguiente:

a) el espécimen se coloca sobre una superficie plana horizontal orientado de manera que sea probable que el bulto sufra el mayor daño. La aspersión uniformemente distribuida se dirige hacia la superficie del bulto, desde cada una de las cuatro direcciones en ángulo recto, durante un período de 15 min. Los cambios de dirección de la aspersión deberían efectuarse tan rápidamente como sea posible. Puede ser preciso realizar el ensayo para más de una orientación.
b) se recomienda tener en cuenta las siguientes condiciones adicionales de ensayo:
   i) un ángulo suficiente en el vértice del cono de aspersión para abarcar todo el espécimen, a la distancia empleada en ii);
   ii) una distancia de 3 m como mínimo de la boquilla al punto más próximo del espécimen;
   iii) un caudal de agua equivalente a una precipitación pluvial de 5 cm/h, promediado dentro del área del cono de aspersión, en el punto de incidencia con el espécimen y perpendicularmente al eje del cono de aspersión;
   iv) el agua deberá escurrir a la misma velocidad con la que se aplica.
c) el requisito del párrafo 721 tiene por objeto lograr que se moje la mayor cantidad de superficie, lo que se puede lograr dirigiendo la aspersión hacia abajo en un ángulo de 45º con respecto a la horizontal:
   i) para especímenes rectangulares la aspersión se puede dirigir hacia cada uno de los cuatro vértices.
   ii) para especímenes cilíndricos apoyados en una de las caras planas, la aspersión puede realizarse desde cada una de las cuatro direcciones a intervalos de 90º.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

721.3. El bulto no debería apoyarse sobre la superficie de manera que pueda recoger el agua que se vaya acumulando en su base.

722.1. El ensayo de caída libre simula el tipo de impacto que experimentaría un bulto si cayese desde la plataforma de un vehículo o durante su manipulación. En la mayoría de los casos, el transporte continuaría tras esos impactos. Dado que es improbable que durante su manipulación normal los bultos más pesados se vean expuestos a grandes alturas de caída, la altura de caída libre para este ensayo se gradúa según la masa del bulto. Si un bulto pesado experimenta una caída importante, debería ser inspeccionado minuciosamente con el fin de detectar daños o una pérdida de su contenido o blindaje. Los bultos ligeros hechos de materiales como cartón o madera requieren caídas adicionales para simular impactos repetitivos derivados de su manipulación. Cabe señalar que para los bultos que contengan sustancias fisionables se ha eliminado de la edición de 1996 del Reglamento de Transporte el requisito de los ensayos adicionales de caída libre desde una altura de 0,3 m sobre cada una de sus esquinas o, en el caso de que sean cilíndricos, sobre cada uno de los cuadrantes de ambos contornos circulares (párrafo 624 b) de la edición enmendada en 1990 del Reglamento de Transporte); esto se ha hecho porque se ha considerado que esos bultos de construcción metálica no son vulnerables al daño acumulativo de la misma manera en que lo son algunos bultos ligeros de madera o de cartón. Cualquier insuficiencia en el diseño de un bulto que contenga sustancias fisionables, en relación con su capacidad para soportar la manipulación normal, se detectaría mediante el ensayo definido en el párrafo 722. En la edición de 1996 del Reglamento de Transporte el ensayo adicional de caída desde 0,3 m se aplica todavía a ciertos bultos de madera o de cartón, contengan o no sustancias fisionables. Ello introduce mayor coherencia en el régimen de ensayos de los bultos.

722.2. Todo ensayo de caída debería llevarse a cabo con la simulación del contenido del bulto hasta su máximo peso. Tal vez se requiera más de un ensayo para evaluar todas las posibles orientaciones de caída. También puede ser necesario ensayar determinados elementos del bulto, como bisagras o cierres, para confirmar que se mantiene la contención, el blindaje y la seguridad con respecto a la criticidad nuclear.

722.3. Los elementos que serán objeto de ensayo dependerán del tipo de bulto que se someta a ensayo. Entre esos elementos se cuentan los componentes estructurales, materiales y dispositivos diseñados para evitar la pérdida o la dispersión de las sustancias radiactivas o la pérdida de los materiales de blindaje (por ejemplo, el sistema de contención completo, como tapas, válvulas y sus

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

sistemas de sellado). En los bultos que contengan sustancias fisionables, otros elementos podrían ser, además de los ya mencionados, los componentes destinados a mantener la subcriticidad, como el bastidor del combustible y los absorbentes de neutrones.

722.4. Por 'máximo daño' se entiende el máximo deterioro de la integridad del bulto. En la mayoría de los bultos, para producir el máximo daño, debería dejarse caer el espécimen en una o más orientaciones, de modo que resulten máximas la aceleración y/o la deformación debida al impacto de los componentes examinados. La mayoría de los contenedores tienen alguna asimetría, que provoca diferentes resistencias ante el impacto. En toda investigación se deberían considerar suficientes elementos estructurales para tener en cuenta la absorción de toda la energía cinética del bulto. Debería analizarse el daño de los elementos situados entre el punto de impacto y el centro de masas con respecto a su respuesta a la absorción de energía, el desarrollo de cargas internas, las deformaciones, los aplastamientos o plegados y las consecuencias de estos comportamientos.

722.5. Los bultos de poca masa se pueden sostener con las manos por encima del blanco y dejarse caer, siempre que se pueda mantener la orientación que se desee. En todos los demás casos deberían utilizarse medios mecánicos para sujetar el bulto y dejarlo caer con la orientación precisa. Dichos medios pueden consistir simplemente en un mecanismo de soltado, suspendido de una estructura elevada, como una viga en el techo o una grúa, o una torre especialmente concebida para ensayos de caída libre. El diseño de las instalaciones dedicadas a ensayos de caída tiene cuatro elementos principales: la base soporte, el mecanismo de soltado, el sistema de guía de la trayectoria (que normalmente no se utiliza en caídas directas) y el blanco, tal como se define en el párrafo 717. Debe haber altura suficiente en la base soporte para el mecanismo de soltado, el cable o aparejo de suspensión y la profundidad total del espécimen sujeto a ensayo de modo que todavía pueda lograrse la orientación correcta y la altura de caída entre el punto inferior del bulto y el blanco. En el caso de que el bulto tenga limitadores de impacto, la parte más baja del limitador se tomaría como referencia para determinar la altura de caída. El mecanismo de soltado para el ensayo de caída libre debería ser de fácil instalación y permitir la liberación instantánea del bulto, pero sin que afecte negativamente a la orientación del espécimen y sin que le provoque un daño mecánico. Pueden utilizarse diversos tipos de mecanismos, como por ejemplo, mecánicos o electromagnéticos, o una combinación de ellos. En el documento IAEA-TECDOC-295 [11] y en el directorio de instalaciones de ensayo para bultos de transporte de materiales radiactivos publicado en la *International Journal of Radioactive Materials of Transport* [12] se describen una serie de instalaciones de ensayo.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

722.6. Durante el proceso de revisión que desembocó en la edición de 1996 del Reglamento de Transporte, se estuvo de acuerdo en que no era necesario que se consideraran todas las posibles orientaciones de caída al realizar el ensayo de caída para condiciones de transporte normales. Siempre que en condiciones 'normales' no sea posible que el bulto caiga con determinadas orientaciones, estas podrían pasarse por alto al evaluar el peor daño. Se previó que esta flexibilización solamente se permitiría para bultos de grandes dimensiones y con una gran relación dimensional. Además, esta exoneración exigiría que el diseñador del bulto la justificara documentalmente. Los modelos de bulto que requieran una aprobación de la autoridad competente deberían ensayarse con las orientaciones de caída más dañinas, independientemente del tamaño del bulto o de su relación dimensional.

722.7. Las técnicas basadas en modelos a escala pueden resultar útiles para determinar la orientación de caída que sería más dañina (véanse los párrafos 701.7 a 701.25). Debería tenerse cuidado con la instrumentación, ya que las monturas y las frecuencias de los sensores pueden producir errores en los datos que se obtengan.

723.1. El ensayo de apilamiento se ha concebido para simular el efecto de cargas que ejercen presión sobre el bulto durante un período prolongado y tiene la finalidad de confirmar que no sufrirá menoscabo la eficacia de los sistemas de blindaje y de contención, así como la configuración, en el caso de que el contenido sea de sustancias fisionables. La duración del ensayo se ajusta a los requisitos de las Recomendaciones de las Naciones Unidas [13].

723.2. Podrá apilarse cualquier bulto cuya parte superior (es decir, la cara opuesta a aquella sobre la que normalmente se apoya) sea paralela y plana. Además, puede conseguirse el apilamiento agregando patas, almohadillas de apoyo o bastidores a los bultos que tengan superficies convexas. Los bultos con superficies convexas no pueden apilarse, a menos que se les dote de almohadillas de apoyo o de patas.

723.3. El espécimen debería colocarse con la base hacia abajo, sobre una superficie esencialmente plana, como un suelo plano de hormigón o una plancha de acero. Si fuera necesario, puede colocarse sobre la superficie superior del espécimen una plancha plana que abarque toda su extensión, de manera que se le pueda aplicar la carga uniformemente. La masa de la plancha debería considerarse en la masa total de apilamiento que se aplique. Si son apilables varios bultos del mismo tipo, un método sencillo consiste en construir una pila de cinco bultos encima del espécimen objeto de ensayo. Otro método consiste en colocar sobre

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

el bulto una o varias planchas de acero u otros materiales con una masa cinco veces mayor que la del bulto.

724.1. El ensayo de penetración tiene la finalidad de garantizar que el contenido no escape del sistema de contención o que el blindaje o el sistema de confinamiento no se dañe si un objeto delgado, como una sección de tubería metálica o el manillar de una bicicleta, golpea y penetra en las capas externas del embalaje.

Ensayos complementarios para los bultos del Tipo A diseñados para contener líquidos y gases

725.1. Estos ensayos complementarios para los bultos del Tipo A diseñados para contener líquidos o gases se establecen porque los materiales radiactivos en forma líquida o gaseosa tienen mayores posibilidades de fuga y dispersión que los materiales sólidos. Estos ensayos no requieren que se haga primero el ensayo de aspersión con agua.

Ensayos encaminados a demostrar la capacidad de soportar las condiciones de accidente durante el transporte

726.1. Estos ensayos se especificaron originalmente en el Reglamento de Transporte para conseguir dos fines. En primer lugar, se concibieron para producir daños al bulto que fueran equivalentes a los que se ocasionarían en un accidente muy grave (pero no necesariamente todos los accidentes que fueran concebibles). En segundo lugar, los ensayos se estipularon de modo que proporcionasen la base técnica para el diseño. Dado que el análisis es un método aceptable para cualificar los diseños, los ensayos se estipularon mediante especificaciones técnicas que pudieran servir como datos de entrada inequívocos y cuantificables para esos cálculos. Por lo tanto, en la elaboración de los requisitos de ensayo se trató de que estos ensayos fueran reproducibles (véase, por ejemplo, el párrafo 717.1).

726.2. La edición de 1961 del Reglamento de Transporte se basó en el principio de proteger el contenido del bulto y, en consecuencia, la salud del público, de las consecuencias del ‘máximo accidente concebible’. Posteriormente se prescindió de esta frase porque no proporcionaba un único nivel o norma con los que trabajar, lo cual era necesario para lograr la aceptación internacional de los diseños sujetos a aprobación unilateral. Actualmente, en los requisitos se tiene en cuenta de manera implícita la naturaleza estadística de los accidentes. Entre los principales objetivos de los ensayos de los bultos figuran la aceptación,

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

la uniformidad y la posibilidad de reproducción a escala internacional; los ensayos están diseñados de modo que las condiciones puedan reproducirse fácilmente en cualquier país. Las condiciones de ensayo tienen por objeto simular accidentes muy graves respecto de los daños que se puedan producir en los bultos. Los ensayos causarán daños superiores a los asociados con la gran mayoría de incidentes registrados, tanto si han intervenido o no bultos de materiales radiactivos.

726.3. La finalidad de los ensayos mecánicos (párrafo 727) y del ensayo térmico (párrafo 728) que les sigue es infligir a los bultos daños equivalentes a los que se producirían si sufriesen accidentes muy graves. El orden y tipo de los ensayos se corresponden con el orden de los riesgos inherentes a un embalaje en un accidente real de transporte, es decir, impactos mecánicos seguidos de una exposición térmica. La secuencia de los ensayos asegura asimismo que los bultos sufran deterioro mecánico antes de someterlos al ensayo térmico; de este modo es más probable que los bultos experimenten el máximo daño térmico. Los ensayos mecánicos y térmicos se aplican sucesivamente al mismo espécimen. El ensayo de inmersión en agua (párrafo 729) puede realizarse con un espécimen distinto por ser sumamente improbable una inmersión junto con un accidente con consecuencias mecánicas y térmicas.

727.1. Los requisitos del ensayo mecánico para los bultos del Tipo B se introdujeron por primera vez en la edición de 1964 del Reglamento de Transporte en sustitución del requisito de soportar el “máximo accidente concebible”, que no estaba especificado mediante requisitos concretos de ensayo, sino que se dejaba en manos de la autoridad competente del país afectado. Como los bultos del Tipo B(U) y del Tipo B(M) se transportan en todas las modalidades de transporte, en los requisitos de ensayo para los bultos del Tipo B(U) y del Tipo B(M) se trata de abarcar una amplia gama de accidentes que pueden exponer los bultos a fuerzas dinámicas de gran magnitud. Los efectos mecánicos de los accidentes pueden agruparse en tres categorías: cargas por impacto, por aplastamiento y por penetración. Aunque los valores definidos para los requisitos de ensayo no se dedujeron directamente de los análisis de accidentes en ese momento, los análisis ulteriores de riesgos y de accidentes han demostrado que representan accidentes de transporte muy graves [14 a 19].

727.2. En la caída I, la combinación de la altura de caída de 9 m, el blanco indeformable y la orientación más perjudicial producen condiciones en que la mayoría de la energía de caída es absorbida por la estructura del embalaje. En los accidentes reales de transporte los blancos como la tierra o los vehículos se deforman y absorben parte de la energía del impacto y, por tanto, solo podrán

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

causar un daño equivalente los impactos que se produzcan a una velocidad más alta [17 a 19].

727.3. Los diseños de bultos con paredes delgadas o los diseños con paredes tipo sandwich pueden ser sensibles a las cargas por penetración en lo que respecta a la pérdida de integridad de la contención, la pérdida del aislamiento térmico o el daño del sistema de confinamiento. Incluso diseños con paredes gruesas pueden tener puntos débiles, como los cierres de orificios de drenaje, válvulas, etc. Es posible que en los accidentes se generen cargas por penetración, ya que con frecuencia las superficies de impacto no son planas. Con el fin de lograr seguridad ante estas cargas, se estableció el ensayo de caída desde 1 m de altura sobre una barra rígida. Los parámetros de altura de caída y de geometría de penetración son más el resultado de análisis técnicos que de deducciones de análisis de accidentes.

727.4. El grado de seguridad que proporciona el ensayo de caída de 9 m es menor para bultos ligeros, de baja densidad, que para bultos pesados, de densidad elevada, debido a la reducida energía de impacto y a la mayor probabilidad de que se produzca el impacto sobre un 'blanco' relativamente indeformable [17 a 23]. Esos bultos pueden ser también sensibles a cargas por aplastamiento. Los análisis de accidentes indican que la probabilidad de que se produzcan cargas dinámicas de aplastamiento en accidentes de transporte terrestre es superior a la de que se produzcan cargas por impacto porque los bultos de poco peso se transportan en grandes cantidades o junto con otros bultos [14 a 16]. También los percances en la manipulación y estiba pueden producir cargas dinámicas o estáticas de aplastamiento indebidas. El resultado final de este análisis fue la inclusión del ensayo de aplastamiento (caída III) en la edición de 1985 del Reglamento de Transporte. Los bultos que contienen una gran cantidad de emisores alfa son generalmente poco pesados, es decir, de baja densidad, debido a su escaso blindaje, y pueden encontrarse en esta categoría. Incluyen, por ejemplo, el óxido de plutonio en polvo y las soluciones de nitrato de plutonio, que son materiales radiactivos con un peligro potencial alto. A causa de sus características físicas, la mayoría de los bultos serán sometidos al ensayo de caída (impacto) desde 9 m y no al ensayo de aplastamiento.

727.5. En el Reglamento de Transporte se estipula que la posición del bulto, tanto para los ensayos de impacto (caída I) como de aplastamiento (caída III) y de penetración (caída II), sea la que produzca el daño máximo, teniendo en cuenta el ensayo térmico posterior. Además, el orden de ejecución de los ensayos será el que produzca el máximo daño al espécimen. La evaluación del daño máximo debería enfocarse especialmente a la contención de los materiales radiactivos

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

dentro del bulto, a la conservación del blindaje para mantener la radiación externa en un nivel aceptable y, cuando se trate de sustancias fisionables, al mantenimiento de la subcriticidad. Se debería considerar todo deterioro que pueda originar un aumento de la radiación o una pérdida de la contención o que afecte al sistema de confinamiento después del ensayo térmico. Los daños que hagan que el bulto no pueda seguir utilizándose, pero que no afecten a su capacidad para satisfacer los requisitos de seguridad, no suponen un motivo para concluir que el espécimen no ha superado los ensayos.

727.6. Como resultado de los ensayos mecánicos es posible conseguir distintos tipos de daño. Es necesario considerar los resultados de todos estos tipos en las evaluaciones analíticas destinadas a demostrar el cumplimiento de los requisitos aplicables. La fractura de un componente crítico o un fallo en el sistema de contención pueden facilitar el escape de los materiales radiactivos. Las deformaciones pueden menoscabar la función de los blindajes contra las radiaciones o de los blindajes térmicos y pueden alterar la configuración de las sustancias fisionables, lo que debería ser recogido en las hipótesis y previsiones formuladas en el análisis de criticidad. Los daños locales en el blindaje pueden provocar el deterioro tanto de la protección térmica como de la protección contra las radiaciones a causa del ensayo térmico posterior. En consecuencia, cuando el espécimen no sea simétrico, las investigaciones que se realicen deberían abarcar el estudio de los esfuerzos, tensiones, inestabilidades y efectos locales para todas las orientaciones de caída.

727.7. Tal vez no sea viable efectuar múltiples caídas de un espécimen para el mismo ensayo a causa de los daños que haya sufrido anteriormente. Para pronosticar la posición que producirá el máximo daño quizás sea preciso utilizar más de una muestra o recurrir a análisis o argumentaciones razonadas basados en datos técnicos y eliminar del proceso de ensayos las posiciones en que la seguridad no se vea comprometida.

727.8. Con frecuencia, las posiciones más desfavorables para embalajes simétricos de forma cilíndrica o cúbica pueden determinarse recurriendo a informaciones ya publicadas [22, 24]. Especialmente cuando existen salientes, las asimetrías son a menudo sensibles si se utilizan como punto de impacto. Los dispositivos de elevación y manipulación, como cangilones o puntos de sujeción, a menudo presentarán una resistencia o dureza diferente de las partes adyacentes del bulto y deberían considerarse como posibles puntos de impacto.

727.9. Las discontinuidades, como tapas u otros accesorios de penetración, pueden constituir un elemento localmente rígido, con una estructura de resistencia

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

limitada, que podría fallar, ya sea por la deformación estructural adyacente o por la elevada carga (debida a las desaceleraciones) sobre su masa retenida.

727.10. Los bultos de paredes delgadas, como los bidones, deberían estudiarse desde el punto de vista de la deformación plástica que pueda causar la pérdida del sellado de la contención o una distorsión del punto de cierre de la tapa suficiente para que esta se suelte.

727.11. En el párrafo 673 se estipula que en los análisis de criticidad relacionados con las sustancias fisionables se tengan en cuenta los daños resultantes de los ensayos mecánicos y térmicos. Será preciso prestar atención a aspectos tales como la eficiencia de los moderadores, la pérdida de absorbentes neutrónicos, la reordenación del contenido del bulto, los cambios geométricos y los efectos de la temperatura. Las hipótesis formuladas en el análisis de criticidad deberían estar en consonancia con los efectos de los ensayos mecánicos y térmicos y en el análisis deberían considerarse todas las posibles orientaciones del bulto.

727.12. Se prevé que la caída del bulto (caídas I y II) o de la masa de 500 kg (caída III) sea una caída libre por gravedad. No obstante, si se utiliza algún tipo de guía, es importante que la velocidad de impacto sea por lo menos igual a la velocidad de impacto en el caso de caída libre del bulto o de la masa (aproximadamente 13,3 m/s para las caídas I y III).

727.13. Para el ensayo de caída II se requiere una longitud mínima de 20 cm de la barra de penetración. Debería utilizarse una barra más larga cuando la distancia entre la superficie exterior del bulto y cualquier componente interior importante para la seguridad del bulto sea mayor de 20 cm o cuando lo requiera la orientación que se dé al modelo. En particular, esto es válido para los especímenes con grandes dispositivos que hagan de limitadores de impacto, en los que la penetración podría ser considerable. El material especificado para la construcción de la barra es el acero dulce. El límite elástico mínimo de ese material no debería ser inferior a 150 MPa ni superior a 280 MPa. La razón entre el límite elástico y la tensión de rotura no debería ser superior a 0,6. Quizás sea difícil llevar a cabo un ensayo en que sea posible el pandeo de la barra. Para tales casos debería justificarse la elección de una longitud de barra que produzca el máximo daño al espécimen.

727.14. Para el ensayo de caída II la orientación que produzca más daño al bulto no tiene por qué ser un impacto en posición horizontal sobre la punta de la barra. Se ha comprobado que en algunos casos una orientación oblicua, con ángulos en el intervalo de 20º a 30º, causa el máximo daño debido al inicio de la penetración del borde de la barra en la capa externa del bulto.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

727.15. Solo para los fines de un diseño preliminar de la pared externa de un embalaje de acero-plomo-acero, puede emplearse la ecuación siguiente, que permite estimar el espesor necesario de pared para que el bulto no sea penetrado cuando se somete al ensayo de penetración:

$$t = 2148{,}5\left(\frac{w}{s}\right)^{0{,}7}$$

donde t es el espesor de pared externa (cm), w es la masa del bulto (kg), y s es la resistencia a la tracción del material de la pared externa (Pa).

Esta ecuación se basa en ensayos realizados utilizando acero dulce recocido reforzado con plomo químico [24]. Los bultos en que se empleen materiales con propiedades físicas distintas pueden requerir, para satisfacer los requisitos, un espesor diferente de la capa externa de acero. Esta estimación preliminar quizás no sea conservadora para bultos con diámetros pequeños, inferiores a 0,75 m, o con materiales de diferentes propiedades físicas, o para impactos cercanos a los cambios geométricos o en posiciones oblicuas del bulto [24].

727.16. La barra debe montarse sobre el blanco como se describe en el párrafo 717. Con el ensayo de caída I se espera evaluar los daños debidos a una caída sobre una superficie plana. Por lo tanto, no es necesario que la caída secundaria (caída II) induzca más daños. No es preciso que la superficie que rodea la barra cumpla los requisitos enunciados en el párrafo 717. Con todo, la superficie que rodea la barra no debería reducir la energía absorbida del impacto del bulto en la barra.

727.17. Para el ensayo de aplastamiento (caída III), el bulto debería estar situado sobre el blanco de forma estable en la orientación seleccionada para causar el máximo daño. Para ello probablemente sea necesario proporcionar apoyo al bulto, y en tal caso la presencia de este apoyo no debería influir en los daños ocasionados al bulto [25]. Al determinar la posición de impacto que sería más dañina, el diseñador debería considerar que el impacto de la plancha podría encontrarse en cualquier lugar de la superficie del espécimen. En la elección de la orientación del espécimen debería asegurarse que la mayoría de la energía del impacto se oriente al aplastamiento del espécimen. La intención no es que el vértice de la plancha sea el primer punto de impacto con el espécimen de ensayo.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

727.18. Debería utilizarse instrumentación para efectuar la medición de los especímenes de ensayo, e incluso la respuesta del blanco al impacto, con el fin de:

a) comprobar la validez de las hipótesis del análisis de seguridad;
b) tener una base para la modificación del diseño;
c) tener una base para el diseño de bultos similares;
d) disponer de un ensayo de referencia de códigos informáticos.

727.19. Ejemplos de funciones que deberían medirse en condiciones de impacto/aplastamiento son, entre otros, la función desaceleración-tiempo y la función deformación-tiempo. Cuando se empleen dispositivos electrónicos para tomar, registrar y almacenar datos, debería realizarse un examen de posibles penetraciones, truncados o cortes, de forma que no se pierdan valores máximos significativos. La mayoría de los instrumentos requerirán la conexión de cables a dispositivos externos. Estas conexiones se deberían hacer de forma que ni limiten la caída libre del bulto ni restrinjan en modo alguno su comportamiento después del impacto (véase el párrafo 701.9).

727.20. La referencia [26] puede aportar información útil para seleccionar el ángulo inicial entre el eje del bulto y el blanco que causen el máximo daño por impacto secundario durante una caída de 9 m.

728.1. Varios trabajos realizados en los Estados Unidos [14 a 16, 27 a 29] indican que el ensayo térmico especificado en el párrafo 728 representa un conjunto de situaciones que abarca la mayor parte de los accidentes de transporte en que se producen incendios. En el Reglamento de Transporte se especifica una condición de ensayo basada en un incendio producido por la combustión en aire de un hidrocarburo líquido con una duración de 30 min. Se especifican otros parámetros relativos a la geometría del incendio y a las características de transferencia del calor con objeto de definir el aporte de calor al bulto.

728.2. En el ensayo térmico se especifica un incendio por combustión de un hidrocarburo líquido en un depósito abierto, cuya finalidad es simular los daños producidos por incendios en los que intervienen materiales combustibles líquidos, sólidos o gaseosos. El ensayo abarca líquidos tales como el gas licuado del petróleo (GLP), el gas natural líquido (GNL) y el hidrógeno líquido porque, en general, la combustión en depósito abierto de dichos combustibles no durará 30 min. Los productos líquidos derivados del petróleo se transportan frecuentemente por carretera, por ferrocarril y por mar y es posible que den lugar a un incendio tras un accidente. Los líquidos que podrían fluir alrededor

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de los bultos y crear las condiciones especificadas suponen un pequeño intervalo de valores caloríficos, por lo que el incendio grave queda perfectamente definido.

728.3. La temperatura de la llama y el coeficiente de emisión (800 °C y 0,9, respectivamente) representan las condiciones temporales y espaciales medias que se producen en los incendios en depósitos abiertos. Localmente, dentro de los incendios, las temperaturas y los flujos térmicos pueden exceder de esos valores. Ahora bien, una posición de los bultos dentro del fuego distinta de la teórica, el desplazamiento con el tiempo de la fuente del fuego con respecto a los bultos, el blindaje producido por otros bultos u otros medios de transporte que no sean combustibles y que intervengan en el accidente, los efectos del viento y la sólida estructura de muchos bultos del Tipo B(U) y del Tipo B(M), se combinarán todos para promediar condiciones coincidentes con las del ensayo o menos rigurosas [29, 30]. La propia presencia de un bulto y el alejamiento del suministro de oxígeno (paso de aire aproximadamente a 1 m de la llama) pueden tender a disminuir la temperatura de la llama cerca del bulto. Aunque los vientos naturales pueden suministrar más oxígeno, propenden a retirar la llama de algunas partes del bulto; de ahí el requisito de que las condiciones ambientales sean estables. El uso de un sistema de guiado de la llama por debajo del bulto minimizará los efectos del viento y hará que la llama lo cubra mejor [31]. El coeficiente de emisión de la llama es difícil de evaluar ya que, en general, no se dispone de mediciones directas, pero los resultados de ensayos reales sugieren que el valor especificado de 0,9 está sobreestimado. Es improbable que la combinación de los parámetros de los resultados del ensayo en condiciones de llama muy severas se vea excedida en las condiciones de accidente.

728.4. La duración de un fuego de gran envergadura causado por petróleo depende de la cantidad de combustible presente y de la disponibilidad de recursos de extinción de incendios. Los combustibles líquidos se transportan en grandes cantidades, pero para que formen un depósito, todas las fugas deben fluir hacia una zona bien definida alrededor del bulto, con las consiguientes pérdidas por drenaje. En general, no todo el contenido de una cisterna dará lugar a esa situación, pues gran parte se consumirá en la propia cisterna o durante su transferencia a las cercanías del bulto. El contenido de otras cisternas arderá muy probablemente en un lugar más alejado a medida que el fuego se traslade de una cisterna a otra. También debe tenerse en cuenta el hecho de que, cuando no hay vidas directamente en peligro, a menudo se permite que los incendios continúen hasta su extinción de forma natural. En consecuencia, los registros históricos de la duración de los incendios deberían tomarse con cautela. Teniendo en cuenta estos factores se ha elegido una duración de 30 min, en que se considera la escasa probabilidad de que un bulto se vea sometido a un incendio provocado por

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

un gran volumen de combustible y la geometría correspondiente al 'peor caso' que se ha especificado. Es muy posible que un incendio de poca probabilidad, como un accidente de larga duración, se produzca en combinación con una geometría que reduzca eficazmente el aporte de calor, con el bulto apoyado sobre el terreno y/o protegido por la estructura del vehículo. Por tanto, el aporte de calor en el ensayo térmico es compatible con situaciones reales de accidentes muy graves.

728.5. La siguiente configuración geométrica del fuego minimiza los efectos de las pérdidas por radiación y maximiza el aporte de calor a los bultos. Una elevación del bulto de 0,6 a 1 m garantiza que las llamas estén bien desarrolladas en la posición del bulto, con espacio suficiente para la afluencia lateral de aire. Esto mejora la uniformidad de la llama, sin que se vean afectados los flujos de calor. La extensión de la fuente de combustible a partir del contorno del bulto garantiza un espesor mínimo de llama de aproximadamente 1 m y da por resultado un coeficiente de emisión de la llama razonablemente alto. Para que la llama cubra mejor el bulto, el tamaño del depósito debería ser tal que este se extendiera de 1 a 3 m a partir de la superficie externa del espécimen sujeto a ensayo. Una extensión mayor puede provocar un agotamiento del oxígeno en el centro y temperaturas relativamente bajas cerca del bulto [32].

728.6. En las ediciones anteriores del Reglamento de Transporte se estipulaba el requisito de no utilizar ninguna refrigeración artificial antes de que transcurrieran tres horas después de cesar el fuego. En la edición de 1985 del Reglamento de Transporte no se hacía referencia al período de tres horas y se indicaba que debería continuar el análisis de las temperaturas y presiones hasta que todas las temperaturas, internas y externas, disminuyeran y continuara la combustión natural de los componentes del bulto sin ninguna interferencia. Una vez extinguido el fuego, solamente la convección natural y la radiación deberían contribuir a la pérdida de calor desde la superficie del bulto.

728.7. El Reglamento de Transporte permite el empleo de valores del coeficiente de absorción superficial distintos del valor normalizado de 0,8 cuando pueda justificarse. En la práctica, el fuego en un depósito abierto emite tanto humo que es probable que se deposite hollín en las superficies frías y modifique sus condiciones. Esto probablemente aumentará el coeficiente de absorción, pero interpondrá una barrera a la conducción. El valor de 0,8 es compatible con los coeficientes de absorción térmica de las pinturas y puede considerarse que se aproxima a los efectos del depósito de hollín en las superficies. A medida que se caliente la superficie, el hollín no puede retenerse y podrían producirse valores inferiores del coeficiente de absorción superficial.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

728.8. En la edición de 1985 del Reglamento de Transporte se eliminó la ambigüedad previa en relación con el "calor aportado por convección, con el aire ambiente en reposo a 800 °C", pero no se especificó un valor para el coeficiente y se estipuló el requisito de que el autor del diseño justificara las hipótesis. Una proporción importante del aporte de calor puede proceder de la convección, en particular cuando la superficie exterior del bulto tiene aletas y al principio del ensayo, cuando las superficies están relativamente frías. El aporte de calor por convección debería ser, como mínimo, equivalente al derivado de una combustión en aire de un combustible hidrocarburado en las condiciones especificadas.

728.9. Naturalmente, el principal efecto del ensayo térmico es el aumento de temperatura de los bultos al que van aparejados otros efectos, como las presiones internas elevadas. La temperatura máxima depende en cierto grado de la temperatura inicial que, por tanto, debería determinarse en función de las condiciones iniciales máximas apropiadas de generación de calor interno, irradiación solar y temperatura ambiente. En la práctica, no se podrán conseguir en el ensayo todas estas condiciones iniciales, por lo que deberían realizarse las correspondientes mediciones (por ejemplo, de la temperatura ambiente) y corregirse las temperaturas del bulto tras el ensayo.

728.10. Las condiciones de combustión definidas en el Reglamento de Transporte y el requisito de que el bulto se encuentre totalmente rodeado por el fuego mientras dure el ensayo, representan un ensayo muy riguroso para un bulto. No se pretende definir el peor fuego imaginable. En la práctica, algunos parámetros pueden ser más exigentes que los especificados en el Reglamento de Transporte, pero otros lo serían menos. Por ejemplo, es difícil concebir una situación real en que todas las superficies del bulto puedan experimentar los efectos totales del fuego, dado que es previsible que una parte significativa del área superficial se encuentre blindada, ya sea por el terreno o por los restos y residuos resultantes del accidente. Se ha concedido mayor importancia al flujo de calor que a los parámetros independientes elegidos, por lo que las condiciones especificadas representan un ensayo muy riguroso para cualquier bulto [30]. Cabe también señalar que el ensayo térmico constituye solamente uno de los incluidos en las series acumulativas de ensayos que deben aplicarse para producir el máximo daño en un bulto. Deberá demostrarse que este daño es pequeño en relación con los estrictos criterios de integridad de la contención, el nivel de radiación externa y la seguridad con respecto a la criticidad nuclear.

728.11. Los ejemplos que se exponen a continuación son recomendables. Pueden utilizarse otros métodos o técnicas, pero previsiblemente requerirán mayor grado

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de justificación para aplicarlos. Es importante observar que los requisitos del ensayo térmico pueden satisfacerse mediante un ensayo real, una evaluación con cálculos o una combinación de ambos métodos. Este último enfoque podría ser necesario si, por ejemplo, no pueden lograrse las condiciones iniciales que se requieren para el ensayo real o si no se consigue representar completamente en el experimento todas las características de diseño del bulto. En muchos casos, las consecuencias del ensayo térmico deben determinarse mediante cálculo, lo que se convierte, por tanto, en parte integrante de la planificación y la ejecución del ensayo real. En el Reglamento de Transporte se especifican ciertos parámetros para la combustión, que son datos de entrada fundamentales para el método de cálculo, pero que, por lo general, son parámetros incontrolables en los ensayos reales. Por consiguiente, la normalización del ensayo se logra definiendo el combustible y la geometría del ensayo para un fuego en un depósito y estipulando otros métodos prácticos que proporcionen igual o mayor aporte térmico.

728.12. En lo que concierne al diseño del bulto, algunos materiales de blindaje tienen aleaciones eutécticas con puntos de fusión inferiores a los 800 °C de la temperatura del ensayo térmico. Por consiguiente, debería tenerse en cuenta la capacidad de los materiales estructurales para retenerlos. Los materiales de blindaje local, como plásticos, cera de parafina o agua, pueden evaporarse y provocar una presión que puede romper una pared que ya estuviera debilitada por el daño sufrido en los ensayos mecánicos. Quizás sea necesario realizar un análisis térmico para evaluar si pueden alcanzarse esas presiones.

728.13. La base del bulto objeto de ensayo debería ubicarse entre 0,6 m y 1 m por encima de la superficie de la fuente de combustible líquido. A menos que se agregue más combustible o se sustituya este por otro líquido como, por ejemplo, agua, el nivel probablemente descenderá durante el ensayo entre 100 y 200 mm. El espécimen debería sustentarse de modo que el flujo de calor y las llamas sean perturbados lo mínimo posible. Por ejemplo, es preferible utilizar un gran número de pequeños pilares que un único apoyo que abarque una amplia superficie del bulto. El vehículo de transporte y todo el otro equipo auxiliar, que en la práctica pueda dar protección al bulto, no deberían ser considerados en el ensayo, puesto que ya se ha tenido en cuenta esa protección al definir sus condiciones.

728.14. Las dimensiones del depósito de combustible deberían ser tales que se extiendan entre 1 y 3 m más allá de cualquiera de los bordes del bulto, de modo que todos sus lados estén expuestos a una llama luminosa de un espesor no menor de 0,7 m ni mayor de 3 m, teniendo en cuenta la reducción del espesor de la llama al aumentar la altura desde el depósito de combustible. En general,

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

los bultos de mayores dimensiones requerirán una mayor extensión, puesto que el espesor de la llama variará más cuando las distancias sean mayores. El requisito de que las llamas rodeen completamente el espécimen puede interpretarse como que es preciso que todas las partes del bulto permanezcan invisibles durante los 30 min que dura el ensayo o al menos durante una gran parte de ese tiempo. La mejor manera de cumplir este requisito consiste en prever una cobertura de llamas suficientemente ancha para que pueda adaptarse a las variaciones naturales del espesor sin que llegue a ser transparente. También se precisan bajas velocidades de viento (condiciones de reposo) para lograr una cobertura de llamas estable, si bien los incendios grandes pueden originar velocidades de viento altas de carácter local. Pueden utilizarse pantallas contra el viento o deflectores para estabilizar las llamas, pero debería evitarse modificar el carácter de las llamas, así como la radiación reflejada o directa procedente de las superficies externas. Ello aumentaría el aporte térmico y, por consiguiente, aunque no invalidaría el ensayo, podría hacer que este fuera más riguroso de lo necesario.

728.15. Velocidades del viento inferiores a 2 m/s no deberían impedir la realización del ensayo y las ráfagas de mayor velocidad, pero de breve duración, no tendrán efectos importantes en bultos de elevada capacidad térmica, en particular si se mantiene la cobertura de llamas. Los ensayos al aire libre solo se realizarán cuando se prevea que no lloverá, granizará o nevará antes de finalizar el período de enfriamiento tras el ensayo. El bulto debería colocarse de modo que la menor de sus dimensiones quede en posición vertical para conseguir una cobertura de llamas más uniforme, a menos que una orientación diferente propicie mayor aporte térmico o mayor daño, situación en la cual debería elegirse esta variante. Es aceptable considerar una única orientación del bulto tanto para el ensayo de exposición al fuego de 30 min como para el período de enfriamiento posterior. La orientación del bulto para el ensayo de exposición al fuego y el período de enfriamiento posterior debería ser la que produzca el máximo daño al bulto. No obstante, la orientación del bulto que se considere para la evaluación del estado estable anterior al ensayo de exposición al fuego es la existente en condiciones de transporte rutinarias.

728.16. El combustible para el fuego en un depósito debería ser un destilado de petróleo que tenga un punto final de destilación de 330 °C como máximo, un punto de inflamación en el aire libre de 46 °C como mínimo y un poder calorífico bruto de 46 a 49 MJ/kg. Estas condiciones las cumplen la mayoría de los hidrocarburos derivados del petróleo con densidades inferiores a 820 kg/m^3, por ejemplo, el keroseno y los combustibles JP4. Puede utilizarse una pequeña cantidad de combustible más volátil para encender el depósito de combustible, ya que sería insignificante el efecto que tendría en el aporte térmico total.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

728.17. La elección de la instrumentación estará determinada por el uso que, en la práctica, se pretenda dar al ensayo térmico. Es fundamental contar con cierta instrumentación cuando se prevea utilizar los datos del ensayo en cálculos para demostrar el cumplimiento de los requisitos. El tipo y la ubicación de los instrumentos dependerán de los datos que se precisen, por ejemplo, quizás se requieran mediciones de la presión interna y la temperatura y, cuando se consideren importantes las tensiones, deberían instalarse extensímetros. En todos los casos, los cables que transmitan las señales a través de las llamas deberían protegerse para evitar voltajes extraños creados por las elevadas temperaturas. Como método sustitutivo de la medición en continuo, puede equiparse el bulto de modo que los instrumentos se conecten poco después de que se apague el fuego, con la suficiente celeridad para medir la presión y la temperatura máximas. Puede efectuarse la medición de las fugas realizando una presurización previa y volviendo a medir la presión después del ensayo térmico, introduciendo los ajustes apropiados de temperatura (véanse los párrafos 659.5 a 659.24).

728.18. La duración del ensayo puede controlarse preparando un suministro de combustible calculado, de modo que se asegure la duración requerida de 30 min, cortando el suministro de combustible en un determinado momento antes de que finalice el ensayo, descargando el combustible del depósito al finalizar el ensayo o extinguiendo cuidadosamente el fuego sin afectar con el agente extintor a las superficies del bulto. La duración del ensayo será el tiempo que transcurra entre el momento en que se logre una buena cobertura de llamas y las temperaturas de llama necesarias y el momento en que dicha cobertura y temperatura desaparezcan.

728.19. Las mediciones deberían continuar después de la combustión, como mínimo hasta que comiencen a descender las temperaturas y las presiones internas. Si durante ese período llueve u ocurre otro tipo de precipitación, debería construirse una cubierta provisional para proteger el bulto y así evitar una extinción inadvertida de la combustión de sus materiales, si bien debería tratarse de no restringir la pérdida de calor desde el bulto.

728.20. Cuando el ensayo suministre datos para una evaluación analítica del bulto, las mediciones realizadas a lo largo de su ejecución deberían corregirse para condiciones iniciales de temperatura ambiente, irradiación solar, carga térmica interna, presión, etc., que no sean las normales. Asimismo deberían evaluarse los efectos que una carga parcial (es decir, cuando el contenido sea inferior al máximo) produciría en la capacidad de absorción térmica, así como la transferencia de calor en el bulto.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

728.21. Con frecuencia es más conveniente realizar el ensayo térmico en un horno que en un depósito abierto con acción directa del fuego. Otros ambientes de ensayo podrían ser fuegos en fosos y un sistema de quemado al aire libre que funcione con gas licuado de petróleo [33]. Cualquiera de esos ensayos sería aceptable, siempre que satisfaga los requisitos del párrafo 728. El nivel de oxígeno debería tenerse en cuenta, sobre todo cuando el bulto contenga material combustible [34]. En la bibliografía pueden encontrarse diversos métodos para verificar el aporte térmico requerido y comprobar las condiciones térmicas [35 a 37].

728.22. Si se establece que el aumento interno de la temperatura no sea inferior al previsto para un fuego de 800 °C, se asegurará que el aporte térmico sea el satisfactorio. No obstante, el ensayo debería continuar por lo menos durante 30 minutos, tiempo en que la temperatura ambiente media promediada debería ser de 800 °C como mínimo. Debería conseguirse una fuente de radiación de elevado coeficiente de emisión con un horno que tenga una superficie interna mucho mayor que el área alrededor del bulto o una superficie interna que en sí misma tenga un elevado coeficiente de emisión (0,9 o superior). En muchos hornos no puede reproducirse ni el coeficiente de emisión que se precisa ni las condiciones de aporte térmico por convección de un fuego abierto, por lo que puede ser necesario prolongar la duración del ensayo para compensarlo. Como alternativa, puede aplicarse una mayor temperatura al horno, pero la duración del ensayo debería ser de al menos 30 min. Debería medirse la temperatura de las paredes del horno en varios puntos, los suficientes para verificar que la temperatura media es de 800 °C como mínimo. El horno puede precalentarse durante el tiempo suficiente para lograr el equilibrio térmico, evitando así un considerable descenso de la temperatura cuando se introduzca el bulto. La duración mínima de 30 min debería ser tal que la temperatura del medio promediada en el tiempo sea al menos de 800 °C.

728.23. Si no se realizan muchos ensayos diferentes puede ser imposible calcular la transferencia de calor o determinar los cambios físicos y químicos en el bulto de tamaño natural a base de la extrapolación de los resultados de un ensayo térmico de un modelo a escala. Un programa de amplio alcance, que simule cada proceso por separado, exigiría la realización de una extensa investigación utilizando un modelo teórico, por lo que esta técnica presenta muy pocas ventajas respecto del enfoque analítico normal. Debería demostrarse la validez técnica de todo ensayo en un modelo a escala, así como la interpretación de sus resultados. No obstante, si resultan difíciles los cálculos correspondientes a un componente (por ejemplo, una superficie con aletas), puede ser útil el empleo de modelos de partes del bulto de tamaño natural. Por ejemplo, la eficacia

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de un blindaje térmico o de un absorbente de impactos que ejerza esa función se podría demostrar más fácilmente mediante el ensayo de ese componente con una estructura relativamente sencilla bajo él. La modelación de los componentes es importante para la validación de los modelos informáticos. Ahora bien, las mediciones de la temperatura de la llama y del coeficiente de emisión de la llama y de la superficie son difíciles de realizar y quizás no suministren una especificación suficientemente precisa para los cálculos de validación. Debería seleccionarse el tamaño del componente y suministrarle un aislamiento apropiado para que no sea excesivo el calor que se transfiera desde los límites artificiales (es decir, los que representan el resto del bulto).

728.24. Los ensayos térmicos en modelos a escala reducida que se ajusten a las condiciones del ensayo térmico pueden arrojar resultados moderados en las temperaturas, suponiendo que no se produzcan cambios fundamentales en el comportamiento térmico de los componentes.

728.25. El cálculo es el método que más se utiliza para evaluar la respuesta del bulto en el ensayo térmico. Para realizar esa modelación del bulto existen muchos códigos informáticos de transferencia térmica de carácter genérico, si bien debería confirmarse que las disposiciones del código son adecuadas para la geometría del bulto, en particular, para la representación de la transferencia de calor por radiación del medio a las superficies externas. En última instancia, tal vez sea necesario efectuar ensayos reales para validar los cálculos, aunque con frecuencia se argumenta que las aproximaciones o hipótesis suponen un ensayo más estricto que el requerido. En general, la validez de los códigos se comprueba por comparación con soluciones analíticas y con otros códigos.

728.26. Por lo general, las condiciones de transporte normales se evalúan mediante cálculo para obtener distribuciones detalladas de temperatura y presión. En otro caso, las temperaturas del bulto podrían medirse experimentalmente, de manera que, tras corregir los valores según la correspondiente temperatura ambiente, los efectos de la irradiación solar y la carga térmica debida al contenido, se obtengan las condiciones iniciales para aplicar las condiciones de cálculo del ensayo térmico. Las correcciones según la temperatura ambiente pueden efectuarse con arreglo a lo especificado en el párrafo 653.4.

728.27. Las condiciones extremas del fuego deberían representar radiación, reflexión y convección. En el Reglamento de Transporte se especifica una temperatura media de 800 °C, de modo que en general debería utilizarse una temperatura media uniforme de 800 °C para la fuente de radiación y para la transferencia térmica por convección.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

728.28. Se ha establecido un coeficiente de emisión de la llama de 0,9. Este valor puede utilizarse sin ambigüedades para superficies planas pero, para superficies con aletas, las llamas delgadas entre las aletas tendrán un coeficiente de emisión muy inferior a ese valor y, por tanto, la fuente principal de radiación para las superficies con aletas serán las llamas del exterior de las aletas; puede pasarse por alto la radiación procedente de las llamas dentro de la cavidad de las aletas. En todos los casos, para la fuente de radiación envolvente de las aletas deberían utilizarse factores geométricos apropiados de visualización y también debería tenerse en cuenta la radiación reflejada. Dado que no es una situación normal, debería evitarse la inclusión de radiación‘reflejada’ desde una superficie que represente las llamas.

728.29. El coeficiente de absorción superficial se establece en 0,8, a menos que pueda determinarse un valor sustitutivo. En la práctica, demostrar la validez de otros valores resultará extremadamente difícil, puesto que las condiciones de la superficie se modifican con el fuego, en particular como resultado de la formación de hollín, por lo que podrían no ser aplicables los datos obtenidos después de un incendio. Por consiguiente, el valor de 0,8 será el que probablemente se utilice en las evaluaciones analíticas. Es importante tener en cuenta la radiación reflejada, sobre todo en superficies complejas con aletas, dado que las reflexiones múltiples aumentan el coeficiente de absorción eficaz hasta cerca de la unidad. Esta complejidad puede evitarse suponiendo un valor de 1 para el coeficiente de absorción superficial, pero aún en este caso, la radiación de superficie a superficie no debería desestimarse, en particular durante el período de enfriamiento.

728.30. Durante el fuego deberían justificarse los coeficientes de convección. Las velocidades gaseosas en fuegos al aire libre se encuentran por lo general en el intervalo de 5 a 10 m/s [38]. La utilización de esas velocidades en la convección forzada y en las correlaciones de transferencia de calor (por ejemplo, la relación de Colburn Nu = 0,036 Pr1/3 Re0,8, citada por McAdams [39]), da lugar a coeficientes de transferencia de calor por convección de cerca de 10 $W \cdot m^{-2} \cdot °C^{-1}$ para bultos de grandes dimensiones. Los coeficientes de convección natural (cerca de 5 $W \cdot m^{-2} \cdot °C^{-1}$) no resultan apropiados, ya que implican un flujo gaseoso descendente contiguo a las paredes frías del bulto, mientras que, en la práctica, predominará un flujo general ascendente de carácter oscilante. Es poco probable que en condiciones atmosféricas estables se produzcan esas elevadas velocidades gaseosas en la superficie superior del bulto, puesto que esa zona comprenderá un área de estancamiento al abrigo del flujo gaseoso ascendente. Esa convección reducida se representa adecuadamente por el coeficiente medio, ya que el proceso promediado incluye ese efecto.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

728.31. Los coeficientes de convección para el período de enfriamiento tras el ensayo pueden obtenerse de referencias sobre convección natural típica, por ejemplo, de McAdams [39]. En este caso, pueden aplicarse fácilmente los coeficientes apropiados para cada superficie. Para los planos verticales, la ecuación de convección natural turbulenta viene determinada por

$$Nu = 0{,}13\ (Pr \cdot Gr)^{1/3}$$

para números Grashof $>10^9$. Deberían utilizarse las condiciones extremas que se aplican para la evaluación de las condiciones en operación normal. En la evaluación posterior al ensayo deberían considerarse los cambios que provoque el fuego en las condiciones y/o en la geometría de la superficie, puesto que pueden afectar a las pérdidas de calor por radiación y por convección. Debería considerarse un margen para el aporte térmico continuo si los componentes del bulto continúan en combustión después de la exposición al ensayo térmico.

728.32. Debería modelarse adecuadamente cualquier blindaje térmico, por ejemplo, los limitadores de impacto, que se haya visto afectado en los ensayos mecánicos establecidos en el párrafo 727. Algunos ejemplos serían: cambios de forma y dimensiones, cambios de densidad de los materiales a causa de la compactación y la separación del blindaje térmico.

728.33. Los cálculos que se realicen utilizando modelos de elementos finitos o diferencias finitas deberían tener una malla o distribución de elementos suficientemente fina para representar adecuadamente la conducción interna y las condiciones extremas externas e internas. Debería prestarse atención especial a los elementos exteriores, como las aletas, ya que los gradientes térmicos pueden ser considerables y quizás exijan cálculos detallados por separado para determinar el flujo térmico hacia el cuerpo principal del embalaje. Debería decidirse si se eligen modelos monodimensionales, bidimensionales o tridimensionales, y si se evalúa el bulto completo o solo sus partes por separado.

728.34. Las superficies exteriores que tengan baja conductividad térmica pueden producir oscilaciones en las temperaturas calculadas. Para resolver este problema podría ser necesario utilizar técnicas especiales (por ejemplo, condiciones extremas simplificadas) o hipótesis especiales (por ejemplo, que las temperaturas promediadas en el tiempo sean lo suficientemente exactas).

728.35. La conducción y la radiación pueden modelarse normalmente de manera explícita, mientras que la convección externa, aunque plantea pocos problemas en relación con los códigos informáticos de carácter general, quizás requiera

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

pruebas experimentales para corroborar las hipótesis de los modelos y los datos básicos utilizados para representar la convección y la radiación internas. La reflexión de la radiación será importante en los bultos que contengan gas, y un insuficiente conocimiento de los coeficientes de emisión térmica puede repercutir negativamente en la precisión final. Puede utilizarse un estudio de sensibilidad con diferentes coeficientes de emisión para demostrar que las hipótesis son adecuadas o para obtener límites conservadores (es decir, máximos) de las temperaturas que se calculen.

728.36. La convección interna será importante en lo que respecta a los bultos que contengan agua y puede resultar significativa en los bultos que contengan gas. Este proceso es difícil de prever a menos que existan suficientes datos experimentales para corroborar las hipótesis de los modelos. Cuando existan vías de circulación del agua, la disipación térmica interna será rápida en comparación con otras constantes temporales, y podrán establecerse entonces hipótesis simplificadoras (por ejemplo, el agua puede modelarse con un material artificial de elevada conductividad). Habría que tratar de tener en cuenta las zonas sin circulación (zonas de estancamiento), pues en ellas pueden producirse temperaturas elevadas debido a la conductividad térmica inherentemente baja del agua.

728.37. Los huecos de gas y las resistencias de contacto pueden variar con la expansión diferencial de los componentes y no siempre resulta claro si una determinada hipótesis arrojará temperaturas bajas o elevadas. Por ejemplo, un hueco de gas de elevada resistencia impedirá la circulación de calor, minimizando las temperaturas en el interior, pero maximizando otras temperaturas debido a la reducida capacidad de absorción térmica efectiva. En estos casos, los cálculos basados en dos hipótesis extremas pueden demostrar que ambas condiciones son aceptables y, en consecuencia, que todas las variaciones entre ellas también lo son. Los huecos y la resistencia de contacto en la muestra de ensayo deberían ser representativos de la futura producción. Rara vez se representan explícitamente los sistemas de sellado, pero pueden utilizarse las temperaturas locales como una buena aproximación a las temperaturas que aquellos pueden alcanzar.

728.38. El cálculo de los transitorios del ensayo térmico debería incluir una representación de las condiciones iniciales, 30 minutos en las condiciones externas que representan el fuego y un período de enfriamiento que se prolongue hasta que todas las temperaturas disminuyan con el tiempo. Además, deberían realizarse otros cálculos, quizá con una distribución de malla distinta, para verificar la validez del modelo y evaluar las incertidumbres relacionadas con las hipótesis adoptadas en la modelación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

728.39. Los resultados del análisis se utilizarán para confirmar que el bulto tiene una resistencia adecuada y que las tasas de fuga serán aceptables. Una medida importante es determinar las presiones a partir de las temperaturas que se calculen, en particular, cuando el bulto contiene un líquido volátil como el agua o el hexafluoruro de uranio. A menudo, no debe permitirse que se fundan determinadas partes, como los blindajes de plomo, puesto que las condiciones resultantes no pueden definirse con exactitud y, por consiguiente, tal vez no sea posible realizar las evaluaciones relativas al blindaje. Deberían examinarse las temperaturas de los componentes, si fuera preciso en conexión con puntos calientes localizados, para tener la certeza de que no se producirá una fusión u otros modos de fallo a lo largo de todo el proceso. Deberían conocerse las incertidumbres en el modelo, en los datos (por ejemplo, las tolerancias de fabricación) y las limitaciones de los códigos informáticos, y adoptarse en consecuencia los márgenes para esas incertidumbres.

728.40. Las temperaturas y la presión de equilibrio que se produzcan tras la exposición podrían verse afectadas por cambios irreversibles ocurridos en el ensayo térmico (quizá debido a medidas de protección, como la utilización de revestimientos que se dilaten o la fusión y posterior reubicación del plomo dentro del bulto). Estos efectos deberían evaluarse.

729.1. Como resultado de accidentes de transporte que ocurran en las proximidades o dentro de un río, lago o mar, un bulto podría someterse a una presión externa por su inmersión en el agua. Para simular el daño equivalente que causaría este suceso de poca probabilidad, en el Reglamento de Transporte se establece que un embalaje debe poder resistir las presiones externas resultantes de la inmersión a profundidades que sean razonables. Estimaciones de ingeniería indicaron que las profundidades en el agua, cerca de la mayoría de los puentes, autovías o puertos, serían inferiores a 15 m. Por ello se escogieron esos 15 m como profundidad de inmersión para los bultos (cabe señalar que los bultos que contengan grandes cantidades de combustible nuclear irradiado deberán resistir la inmersión a una profundidad superior (véase el párrafo 730)). Aunque es posible la inmersión a profundidades superiores a 15 m, se seleccionó este valor para abarcar el daño equivalente debido a la mayoría de los accidentes de transporte. Además, las posibles consecuencias de una liberación significativa serían mayores cerca de la costa o en una masa de agua de poca profundidad. El período de 8 h es suficientemente largo para que el bulto pueda alcanzar un estado estable respecto de los efectos derivados de la inmersión (por ejemplo, la inundación de los compartimentos externos).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

729.2. Los requisitos del ensayo de inmersión en agua se pueden satisfacer mediante la inmersión del bulto, un ensayo de presión de al menos 150 kPa, un ensayo de presión en los componentes críticos combinado con cálculos, o mediante cálculos para el conjunto del bulto. No tiene por qué someterse el bulto completo al ensayo de presión. En la evaluación debería incluirse una justificación de las hipótesis del modelo en relación con la respuesta de los componentes críticos.

Ensayo reforzado de inmersión en agua aplicable a los bultos del Tipo B(U) y del Tipo B(M) que contengan más de 10^5 A_2 y a los bultos del Tipo C

730.1. Véanse los párrafos 660.1 a 660.7, 729.1 y 729.2.

730.2. El requisito de un ensayo de inmersión en agua puede satisfacerse con la inmersión del bulto, mediante un ensayo de presión de al menos 2 Mpa, o un ensayo de presión de los componentes críticos conjuntamente con la realización de cálculos, o mediante cálculos para el bulto en su conjunto.

730.3. Si se opta por la técnica basada en cálculos, debería tenerse en cuenta que los métodos utilizados en la actualidad normalmente tienen la finalidad de definir materiales, propiedades y geometrías conducentes a un diseño capaz de soportar la carga de presión requerida sin daño alguno. Para el ensayo de inmersión a 200 m durante un período no inferior a una hora sería aceptable algún grado de abolladura o de deformación, siempre que finalmente se cumpla lo establecido en el párrafo 660.

730.4. No se precisa someter el bulto completo al ensayo de presión. Los componentes críticos, como el área de tapa, pueden someterse a una presión manométrica externa de al menos 2 MPa, y el equilibrio estructural puede evaluarse mediante cálculos.

Ensayo de infiltración de agua aplicable a los bultos con sustancias fisionables

732.1. Se requiere este ensayo porque la entrada de agua puede afectar considerablemente al contenido de sustancias fisionables permisible de un bulto. Se elegirá la secuencia de ensayos que cree condiciones que permitan la libre entrada de agua en el bulto y daños que puedan variar la disposición del contenido fisionable.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

733.1. El ensayo de inmersión tiene por objeto asegurar que los resultados de la evaluación de criticidad sean conservadores. La secuencia de ensayos que se realicen con antelación a la inmersión simula las condiciones que un bulto podría encontrar en un accidente muy grave ocurrido durante su transporte en el agua o en sus proximidades. El espécimen se mantendrá sumergido en 0,9 m de agua como mínimo, durante un período no inferior a 8 horas.

Ensayos aplicables a los bultos del Tipo C

734.1. En el Reglamento de Transporte no se estipula que se someta el mismo espécimen a todos los ensayos establecidos porque en la realidad no se produce ninguna secuencia de accidentes que combine todos los ensayos en su intensidad máxima. En su lugar, en el Reglamento de Transporte se dispone que los ensayos se realicen en secuencias que concentren el daño en una sucesión lógica que sea típica de los accidentes muy graves (véase la referencia [40]).

734.2. Pueden someterse diferentes especímenes a las secuencias de ensayos. El criterio para la evaluación del cumplimiento del ensayo de inmersión en agua que se establece en el párrafo 730 es también distinto del criterio aplicable al resto de ensayos. La evaluación de la integridad del blindaje y de la contención del bulto tiene que realizarse al término de cada una de las secuencias de ensayos.

735.1. Hay muchas posibilidades de que ocurra una perforación o un desgarramiento. No obstante, esas condiciones son difíciles de describir de manera cualitativa y cuantitativa [41, 42]. El daño por perforación podría causarlo la estructura del avión o la carga. La perforación en tierra es posible, pero se considera de menor importancia.

735.2. La perforación podría originar una liberación desde el sistema de contención del bulto, aunque la probabilidad es muy escasa. Sería más preocupante que se dañara la capacidad de aislamiento térmico del bulto, pues provocaría un comportamiento insatisfactorio si se produce un incendio tras un impacto.

735.3. El diseño de los ensayos exige la definición de una sonda de determinada longitud, diámetro y masa; un blanco indeformable y una velocidad de impacto. Para especificar la sonda una posibilidad es remitirse a los componentes de la aeronave. En algunos ensayos o propuestas de ensayos se ha incorporado un travesaño en forma de I, pero se ha preferido adoptar un objeto con una geometría más convencional, como por ejemplo, un cono circular recto. Se considera que esa configuración sería una de las que podría causar un daño

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

considerable. Una altura de caída o un recorrido de la sonda de unos pocos metros representa el hundimiento de las estructuras o los rebotes que pueden producirse dentro de una aeronave.

735.4. La rotura de los motores puede generar fragmentos sueltos en un grado que merece consideración. La pérdida de la aeronave es solo una entre muchas de las posibles consecuencias que tiene la emisión de proyectiles, que pueden ser bastante energéticos (hasta 105 J). Sin embargo, en estudios específicos se ha descubierto que la probabilidad de que un fragmento golpee un bulto es muy escasa [40, 43, 44] y la probabilidad de que ocurra una perforación, aunque no se ha estimado, sería menor aún. Por tanto, desde un punto de vista probabilista, se consideró innecesario definir un ensayo que abarcara los daños debidos a fragmentos de los motores.

735.5. En relación con el párrafo 735 a), además de la extremidad de impacto en forma de cono truncado, se dejan sin especificar la longitud total de la sonda y los detalles de su construcción, si bien deberían ajustarse de modo que se cumpla el requisito de masa que se establece. En cuanto al párrafo 735 b), el objeto perforador debería tener una longitud y una masa suficientes para poder atravesar los materiales absorbentes de energía y los de aislamiento térmico que rodeen la contención interna y debería tener suficiente rigidez para suministrar fuerza de penetración sin que se rompa o se aplaste. En ambos casos deberían alinearse los centros de gravedad de la sonda y del bulto para evitar que se produzca un pandeo que no facilite la penetración [45].

735.6. Véase más información en el párrafo 727.

736.1. En el caso del accidente aéreo se estableció una duración de 60 min para el ensayo térmico. Las estadísticas sobre incendios producidos en accidentes aéreos apoyan la conclusión de que un ensayo térmico de 60 min supera la mayoría de las condiciones de incendio en que se encontraría un bulto en un accidente aéreo. Con frecuencia, las estadísticas sobre duración de incendios están sesgadas por la duración de fuegos de estructuras en tierra y de otros elementos sin relación con la aeronave, así como por la ubicación de la carga asociada al accidente. Para considerar este efecto se evaluó cuidadosamente la información sobre la duración de incendios a fin de evitar el sesgo que producirían los fuegos no relacionados con la aeronave. El ensayo térmico tiene las mismas características que las especificadas en el párrafo 728.

736.2. Cuando se definieron los requisitos del ensayo térmico se valoró la importancia de las ‘bolas de fuego’ como un entorno de un accidente muy

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

grave. Los estudios han demostrado que las bolas de fuego de corta duración y de alta temperatura ocurren normalmente en las primeras fases de los incendios de aeronaves y a ellas les sigue generalmente un incendio en tierra [46, 47]. El aporte de calor al bulto a causa de las bolas de fuego no es significativo si se compara con el aporte debido al ensayo térmico prolongado. Por tanto, no se requieren ensayos para analizar cómo influyen las bolas de fuego en la supervivencia del bulto.

736.3. La presencia en la aeronave de determinados materiales como el magnesio podría originar un fuego intenso. Sin embargo, no ha sido considerada como una amenaza importante para el bulto, ya que es probable que solo existan pequeñas cantidades de este material y porque estos fuegos son de carácter localizado. Asimismo, el aluminio se encuentra en grandes cantidades formando parte de los paneles del fuselaje. Estos paneles se fundirán en pocos minutos. No se considera verosímil que se queme el aluminio y se incremente considerablemente la carga de calor sobre el bulto.

736.4. Este ensayo no se realiza consecutivamente al de impacto a una velocidad de 90 m/s, que se describe en el párrafo 737. En los accidentes muy graves no se espera que coincidan el impacto a gran velocidad y los incendios de larga duración porque en los accidentes a gran velocidad el combustible se dispersa y provoca incendios no envolventes, más extendidos y con menos consecuencias. El bulto del Tipo C tiene que someterse a una extensa secuencia de ensayos, que incluye los de impacto y aplastamiento requeridos para bultos del Tipo B(U) o del Tipo B(M) (párrafo 727 a) y c)), que son seguidos de los de perforación/desgarramiento (párrafo 735) y que culminan con el ensayo térmico reforzado (párrafo 736). Se considera que la combinación acumulativa de estos ensayos suministra protección ante accidentes aéreos graves que entrañen tanto un impacto como un incendio.

736.5. Debería tenerse en cuenta que en este fuego de mayor duración, en comparación con el de los bultos del Tipo B(U) y del Tipo B(M), el aislante térmico o el material estructural del que depende la eficacia del aislante puede fundirse, quemarse o perderse.

736.6. Véase más información en los párrafos 728.1 a 728.40.

737.1. El objetivo que se perseguía al establecer las condiciones de este ensayo era definir la combinación de determinadas velocidades normales de un blanco indeformable que produjera condiciones de daño en el espécimen equivalentes a las que podrían preverse de impactos de aeronaves a velocidades reales,

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

sobre superficies reales y en ángulos aleatorios. Se consideraron distribuciones probabilistas de la variable en los accidentes, así como la orientación del bulto que sería más vulnerable al daño.

737.2. Los datos en que se basan los análisis de accidentes se han obtenido de informes sobre las circunstancias de accidentes registrados por los funcionarios presentes en la escena del accidente y por los que intervinieron en las investigaciones posteriores. Algunos datos se basan en mediciones reales. Otros se derivan del análisis de los datos y de deducciones basadas en una noción de cómo evolucionó probablemente el accidente. Cada informe de accidente tiene que ser evaluado y los datos transformados en algunas de las características básicas, como la velocidad de impacto, las características de la masa impactada, el ángulo de impacto, la naturaleza de la superficie de impacto y otras similares. Con frecuencia es necesario obtener otros informes sobre el accidente a fin de hacer una comprobación cruzada de la información.

737.3. Los datos básicos que pueden obtenerse del informe de un accidente son útiles, pero no incluyen los efectos de la naturaleza del accidente o las condiciones que probablemente haya soportado la carga afectada. Por ejemplo, el daño al medio de transporte y a la carga podría ser muy distinto si aquel chocó con un vehículo pequeño, un terraplén blando o el contrafuerte de un puente. A fin de tener en cuenta este efecto, se realiza un análisis para traducir la velocidad del impacto real en una velocidad efectiva de un impacto que ocurra de frente sobre una superficie que no absorba la energía del impacto. A tal superficie se la denomina superficie indeformable. Así, toda la energía disponible provoca la deformación del vehículo y de la carga de bultos con materiales radiactivos. Dado que el interés del analista es la carga, es lógico que suponga que el medio de transporte no absorbe energía, lo que implica un análisis conservador.

737.4. Con la hipótesis de que la carga impacta a la velocidad del medio de transporte, la transformación analítica en una velocidad de impacto efectiva sobre una superficie indeformable dará como resultado una velocidad de impacto efectiva menor, que dependerá de la dureza relativa de la carga respecto de la superficie real de impacto. Para un bulto duro y un blanco blando (por ejemplo, un contenedor de combustible irradiado contra el agua) la razón entre la velocidad real y la efectiva puede oscilar entre 7 y 9. Cuando la dureza del bulto y de la superficie es similar, la razón puede ser del orden de 2 o superior. Para las carreteras y pistas de aterrizaje de hormigón la razón entre las velocidades podría encontrarse en el intervalo de 1,1 a 1,4. Hay muy pocas superficies en que la razón sea 1 [40].

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

737.5. La transformación de los datos básicos del informe de accidente en una velocidad de impacto efectiva se realiza para normalizar las condiciones de accidente en relación con el impacto en un formato estándar que elimine gran parte de la variabilidad de las situaciones de accidente, preservando al mismo tiempo el esfuerzo sobre la carga. La repetición de este proceso para todos los accidentes aéreos aplicables genera una base estadística que permite escoger una velocidad efectiva de impacto sobre un blanco rígido [45 a 47].

737.6. Los diseños de bultos que liberen una cantidad no mayor de A_2 de material radiactivo en una semana tras los ensayos de resistencia probablemente perderían su contenido total en condiciones solo algo más rigurosas. Sin embargo, no es de esperar tal circunstancia. Más bien se espera que un bulto diseñado para cumplir el Reglamento de Transporte limite sus fugas a los niveles aceptados hasta condiciones de accidente más graves que las previstas en las normas de funcionamiento y permita un incremento gradual de las fugas solo cuando las condiciones de accidente superen considerablemente los niveles de exigencia de los ensayos; es decir, los bultos deberían 'fallar de manera estabilizada'. Este comportamiento es resultado de lo siguiente:

a) los factores de seguridad incorporados en los diseños de bultos;
b) la capacidad de los materiales utilizados en el bulto para determinado propósito, como el blindaje, para mitigar las cargas cuando esa capacidad no se considere explícitamente en el análisis del diseño;
c) la capacidad de los materiales para resistir cargas mucho más allá del límite elástico; y
d) la renuencia de los diseñadores a utilizar y/o de las autoridades competentes a aprobar materiales que tengan umbrales de fallo repentino como resultado de la fusión o la fractura en las condiciones que probablemente ocurran en el transporte.

737.7. Aunque se espera que todas esas características de un buen diseño de bulto faciliten un "fallo estabilizado", también es cierto que se dispone de datos muy limitados de ensayos realizados en bultos para provocar su fallo y ver así el incremento de las fugas en función de la gravedad de las condiciones de accidente. Pocos datos de ensayo y análisis que se hayan realizado apoyan el concepto del "fallo estabilizado" [47 a 49].

737.8. La velocidad de impacto del ensayo se dedujo de estudios probabilistas acumulativos de distribución de frecuencias [40, 50 a 52]. La mayoría de los análisis de condiciones de accidente revelan que, al aumentar la gravedad de las condiciones de impacto, el número de sucesos aumenta rápidamente con esa

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

gravedad hasta un máximo y entonces cae hasta cero cuando la gravedad se aproxima a un límite físico, como la limitación máxima de la velocidad del medio de transporte. Transformando estos datos en una curva acumulativa (es decir, un porcentaje de sucesos de una gravedad menor que un valor dado) se obtiene una curva que se eleva con rapidez al principio y después con mucha lentitud justo tras el "codo" de la curva. Cuando los datos son tratados en un formato que muestra la probabilidad de superar una velocidad de impacto determinada, la escasez de accidentes muy graves se manifiesta como un giro o "codo" marcado en la curva. Esta área de la curva reviste interés porque indica cuándo un incremento de los niveles de protección en la construcción de un bulto comienza a tener menos influencia en la probabilidad de fallo. Además, el área del lado izquierdo del "codo" de la curva abarca aproximadamente el 95 % de todos los accidentes. El "codo" de la curva se produce a 90 m/s. Este fue el valor que se escogió para la componente vertical en el ensayo de impacto.

737.9. Exigir un diseño de bulto que proteja contra una velocidad vertical mucho más alta que el valor correspondiente al codo de la curva implicará en general un diseño más pesado, complicado y caro para conseguir un pequeño incremento en la protección del público. Aún más, un diseño que supere el impacto a la velocidad correspondiente al codo de la curva superará muchos accidentes a velocidades más altas debido al conservadurismo aplicado en el diseño de un bulto y en el análisis de los datos de accidentes, así como en la conversión de esos datos en una velocidad de impacto efectiva sobre un blanco indeformable. Dicho de otra forma, no es probable que ocurra un fallo catastrófico de la contención, incluso en el lado extremo de la curva.

737.10. Aunque en el contexto del ensayo de impacto se examinó la necesidad de realizar un ensayo de velocidad terminal para un bulto, cabe esperar que en el ensayo de impacto de 90 m/s se tome en cuenta el impacto de un bulto a la velocidad terminal. El propósito de una condición de velocidad terminal sería demostrar que el diseño del bulto proporcionaría protección en el caso de que saliera despedido desde la aeronave. Esta situación podría ocurrir como resultado de una colisión en el aire o una rotura del fuselaje en vuelo. En cualquier caso, se observa que los requisitos para un bulto del Tipo C ya incluyen un ensayo de impacto contra una superficie indeformable a una velocidad de 90 m/s. Este ensayo sirve para demostrar rigurosamente la integridad del bulto para situaciones de descarga al exterior.

737.11. Aunque es probable que el bulto en caída libre pueda superar los 90 m/s, es improbable que la superficie de impacto sea tan dura como la superficie indeformable especificada para el ensayo. Además, se observa que

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

la probabilidad de que ocurra cualquier tipo de accidente aéreo es escasa y que el porcentaje de esos accidentes que entrañan colisiones en el aire o roturas del fuselaje en vuelo es muy bajo. En el caso de que ese tipo de accidente ocurra a una aeronave que transporte un bulto del Tipo C, el daño al bulto podría mitigarse si este permanece unido a los restos del fuselaje durante el descenso, lo que tendería a reducir la velocidad de impacto del bulto.

737.12. Someter un bulto a un impacto sobre una superficie indeformable con una velocidad de impacto de 90 m/s es un ensayo difícil de llevar a cabo de manera correcta. Esta velocidad de impacto se corresponde con una caída libre desde unos 420 m, sin considerar la resistencia del aire. Ello supone que normalmente se precisarán cables guía para asegurar que el bulto impacte en el punto deseado y con la orientación adecuada. La caída libre guiada implica que para tener en cuenta la fricción se precisará una altura de caída mayor, de manera que la velocidad de impacto sea la correcta. Pueden también utilizarse otras fuentes de energía para conseguir la velocidad y la orientación precisas. Estas técnicas incluyen la propulsión con cohetes e instalaciones con cables para arrastre en caída.

737.13. Puede obtenerse información adicional de utilidad en los párrafos 701.1 a 701.25 y 727.6 a 727.11.

737.14. Para un bulto que contenga sustancias fisionables en cantidades no exceptuadas por lo establecido en el párrafo 674, el término ‘máximo daño’ debería considerarse como las condiciones de daño que den lugar al factor de máxima multiplicación neutrónica.

REFERENCIAS DE LA SECCIÓN VII

[1] WILLE, F., BALLHEIMER, V., DROSTE, B., Suggestions for correct performance of IAEA 1m puncture bar drop test with reduced scale packages considering similarity theory aspects, Packag. Transp. Storage Sec. Radioact. Mat. **18** 2 (2007) 111–116.

[2] LE MAO, S., MOUTARDE, M., LIZOT, M.-T., SERT, G., “IRSN’s experience feedback list for the transport package design safety appraisals”, Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2007 (Proc. Int. Symp. Miami, 2007), Intitute of Nuclear Materials Management, Deerfield, IL (2007).

[3] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection, Sealed Radioactive Sources — General Requirements and Classification, ISO 2919-1999(E), ISO, Geneva (1999).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[4] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection — Sealed Radioactive Sources — Leakage Test Methods, ISO 9978:1992(E), ISO, Geneva (1992).

[5] AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, American National Standard — Radioactive Materials — Leakage Tests on Packages for Shipment, Rep. ANSI N14.5-1997, ANSI, New York (1977).

[6] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Safe Transport of Radioactive Material — Leakage Testing on Packages, ISO 12807:1996(E), ISO, Geneva (1996).

[7] DROSTE, B., et al., "Evaluation of safety of casks impacting different types of targets", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 98 (Proc. Int. Symp. Paris, 1998), Vol. 3, Institut de protection et de sûreté nucléaire, Paris (1998) 1343–1351.

[8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Transport Packaging for Radioactive Materials (Proc. Sem. Vienna, 1976), IAEA, Vienna (1976).

[9] Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM), Proc. Symp.: (Albuquerque, NM, 1965, Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1965); Gatlinburg, TN, 1968, United States Atomic Energy Commission, Oak Ridge, TN (1968); Richland, WA, 1971, United States Atomic Energy Commission, Oak Ridge, TN (1971); Miami Beach, FL, 1974, Union Carbide Corp., Nuclear Division, Oak Ridge, TN (1975); Las Vegas, NV, 1978, Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1978); Berlin (West), 1980, Bundesanstalt für Materialprüfung, Berlin (1980); New Orleans, LA, 1983, Oak Ridge Natl Lab., Oak Ridge, TN (1983); Davos, 1986, IAEA, Vienna (1987).

[10] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Nuclear Energy — Packaging of Uranium Hexafluoride (UF6) for Transport, ISO 7195:2005, ISO, Geneva (2005).

[11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Directory of Transport Packaging Test Facilities, IAEA-TECDOC-295, IAEA, Vienna (1983).

[12] 2001 Directory of Test Facilities for Radioactive Materials Transport Packages, Int. J. Radioact. Mater. Transp., Special Issue **12** 2–3 (2001).

[13] NACIONES UNIDAS, Recomendaciones relativas al Transporte de Mercancías Peligrosas: Reglamentación Modelo, Decimoséptima edición revisada (ST/SG/AC.10/1/Rev.17) Naciones Unidas, Nueva York y Ginebra (2011).

[14] CLARKE, R.K., FOLEY, J.T., HARTMAN, W.F., LARSON, D.W., Severities of Transportation Accidents, Rep. SLA-74-0001, Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1976).

[15] DENNIS, A.W., FOLEY, J.T., HARTMAN, W.F., LARSON, D.W., Severities of Transportation Accidents Involving Large Packages, Rep. SLA-77-0001, Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1978).

[16] McCLURE, J.D., An Analysis of the Qualification Criteria for Small Radioactive Material Shipping Packages, Rep. SAND 76-0708, Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1977).

[17] McCLURE, J.D., et al., "Relative response of Type B packagings to regulatory and other impact test environments", Packaging and Transportation of Radioactive Materials,

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

PATRAM 80 (Proc. Int. Symp. Berlin, 1980), Bundesanstalt für Materialprüfung, Berlin (1980).

[18] BLYTHE, R.A., MILES, J.C., HOLT, P.J., "A study of the influence of target material on impact damage", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 83 (Proc. Int. Symp. New Orleans, 1983), Oak Ridge Natl Lab., TN (1983).

[19] GABLIN, K.A., "Non-shielded transport package impact response to unyielding and semi-yielding surfaces", ibid.

[20] HÜBNER, H.W., MASSLOWSKI, J.P., "Interactions between crush conditions and fire resistance for Type B packages less than 500 kg", ibid.

[21] DIGGS, J.M., LEISHER, W.B., POPE, R.B., TRUJILLO, A.A., "Testing to define the sensitivity of small Type B packagings to the proposed IAEA crush test requirement", ibid.

[22] CHEVALIER, G., GILLES, P., POUARD, P., "Justification and advantages of crushing tests compared with fall tests and the modification of existing regulations", ibid.

[23] COLTON, J.D., ROMANDER, C.M., Potential Crush Loading of Radioactive Material Packages in Highway, Rail and Marine Accidents, Rep. NUREG/CR-1588, SRI International, Menlo Park, CA (1980).

[24] OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, Cask Designers Guide, Rep. ORN L–NSIC–68, UC-80, Oak Ridge Natl Lab., TN (1976).

[25] DIGGS, J.M., POPE, R.B., TRUJILLO, A.A., UNCAPHER, W.L., Crush Testing of Small Type B Packagings, Rep. SAND 83-1145, Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1985).

[26] QUERCETTI, T., BALLHEIMER, V., WIESER, G., "Analytical, numerical and experimental investigation on the impact behavior of packagings under slap down conditions", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2001 (Proc. Int. Symp. Chicago, 2001), Bundesanstalt für Materialprüfung, Berlin (2001).

[27] McCLURE, J.D., The Probability of Spent Fuel Transportation Accidents, Rep. SAND-80-1721, Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1981).

[28] WILMOT, E.L., McCLURE, J.D., LUNA, R.E., Report on a Workshop on Transportation Accident Scenarios Involving Spent Fuel, Rep. SAND-80-2012, Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1981).

[29] POPE, R.B., YOSHIMURA, H.R., HAMANN, J.E., KLEIN, D.E., An Assessment of Accident Thermal Testing and Analysis Procedures for a RAM Shipping Package, ASME Paper 80-HT-38, American Society for Testing and Materials, Philadelphia, PA (1980).

[30] JEFFERSON, R.M., McCLURE, J.D., "Regulation versus reality", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 83 (Proc. Int. Symp. New Orleans, 1983), Oak Ridge Natl Lab., TN (1983).

[31] FRY, C.J., "The use of CFD for modelling pool fires", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 92 (Proc. Int. Symp. Yokohama City, 1992), Science and Technology Agency, Tokyo (1992).

[32] FRY, C.J., "An experimental examination of the IAEA fire test parameters", ibid.

[33] WIESER, G., DROSTE, B., "Thermal test requirements and their verification by different test methods", ibid.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[34] AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS, Standard Practice for Thermal Qualification of Type B Packages for Radioactive Material, Standard ASTM E 2230-02–08, ASTM, Philadelphia, PA (2008).

[35] BAINBRIDGE, B.L., KELTNER, N.R., Heat transfer to large objects in large pool fires, J. Hazard. Mater. **20** (1988) 21–40.

[36] KELTNER, N.R., MOYA, J.L., Defining the thermal environment in fire tests, Fire Mater. **14** (1989) 133–138.

[37] BURGESS, M., FRY, C.J., Fire testing for package approval, Int. J. Radioact. Mater. Transp. **1** (1990) 7–16.

[38] McCAFFERY, B.J., Purely Buoyant Diffusion Flames — Some Experimental Results, Rep. PB80-112 113, US National Bureau of Standards, Washington, DC (1979).

[39] McADAMS, W.H., Heat Transmission, McGraw Hill, New York (1954).

[40] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Air Transport of Radioactive Material in Large Quantities or with High Activity, IAEA-TECDOC-702, IAEA, Vienna (1993).

[41] McSWEENEY, T.I., JOHNSON, J.F., An Assessment of the Risk of Transporting Plutonium Dioxide by Cargo Aircraft, Rep. BNWL-2-30 UC-71, Battelle Pacific Northwest Lab., Richland, WA (1977).

[42] McCLURE, J.D., VON RIESEMANN, W.A., Crush Environment for Small Containers Carried on US Commercial Jet Aircraft, Report Letter, Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1976).

[43] BROWN, M.L., et al., Specification of Test Criteria for Containers to be Used in the Air Transport of Plutonium, UKAEA, London (1980).

[44] HARTMAN, W.F., et al., “An analysis of the engine fragment threat and the crush environment for small packages carried on US commercial jet aircraft”, Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 78 (Proc. Int. Symp. New Orleans, 1978), Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1978).

[45] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Qualification Criteria to Certify a Package for Air Transport of Plutonium, Rep. NUREG/0360, NRC, Washington, DC (1978).

[46] WILKINSON, H.L., “A study of severe aircraft crash environments with particular reference to the carriage of radioactive material”, SARSS 89 (Proc. Symp. Bath, 1989), Elsevier, Amsterdam and New York (1989).

[47] BONSON, L.L., Final Report on Special Impact Tests of Plutonium Shipping Containers: Description of Test Results, Rep. SAND76-0437, Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1977).

[48] McWHIRTER, M., et al., Final Report on Special Tests of Plutonium Oxide Shipping Containers to FAA Flight Recorder Survivability Standards, Rep. SAND75-0446, Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1975).

[49] STRAVASNIK, L.F., Special Tests for Plutonium Shipping Containers 6M, SP5805 and L-10, Development Rep. SC-DR-72059, Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1972).

[50] BROWN, M.L., et al., Specification of Test Criteria for Containers to be Used in the Air Transport of Plutonium, Rep. EUR 6994 EN, CEC, Brussels and Luxembourg (1980).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[51] McCLURE, J.D., LUNA, R.E., “An analysis of severe air transport accidents”, Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 89 (Proc. Int. Symp. Washington, DC, 1989), Oak Ridge Natl Lab., TN (1989).

[52] DEVILLERS, C., et al., “A regulatory approach to the safe transport of plutonium by air”, ibid.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Sección VIII

REQUISITOS ADMINISTRATIVOS Y DE APROBACIÓN

DISPOSICIONES GENERALES

801.1. En el Reglamento de Transporte se distingue entre los casos en que el transporte puede realizarse sin la aprobación del diseño del bulto por la autoridad competente y aquellos en los que se precisa algún tipo de aprobación. En ambos casos, en el Reglamento de Transporte se hace recaer la responsabilidad primordial de su cumplimiento en el remitente y en el transportista. El remitente debería ser capaz de suministrar a la autoridad competente la documentación que demuestre que el diseño del bulto cumple los requisitos del Reglamento de Transporte, por ejemplo, mediante cálculos o con informes sobre ensayos. El diseñador del bulto debería compilar un expediente de seguridad que recoja todos los requisitos reglamentarios de manera sistemática y debería expedir al remitente un certificado de cumplimiento en que se resuma el cumplimiento de los requisitos reglamentarios del bulto.

801.2. Por 'autoridad competente pertinente' puede entenderse también las autoridades competentes de los países en tránsito.

801.3. En los casos de bultos que no requieran la aprobación de la autoridad competente, debería aplicarse alguna forma de certificado de cumplimiento. Este tipo de certificado de cumplimiento debería incluir la información siguiente:

a) tipo de bulto;
b) identificación del embalaje;
c) fecha de emisión y de expiración;
d) restricciones con respecto a las modalidades de transporte, si procede;
e) lista de reglamentos nacionales e internacionales aplicables, incluida la edición del Reglamento de Transporte y los párrafos pertinentes con que cumple el diseño del bulto y referencia a documentos que demuestren el cumplimiento;
f) la siguiente declaración: "El presente certificado no exime al remitente del cumplimiento de cualquier requisito impuesto por el Gobierno de cualquier país a través del cual o al cual se transporte el bulto";
g) descripción del embalaje mediante referencias a los planos o a la especificación del diseño. Se incluirá igualmente una ilustración que pueda reproducirse, de tamaño no superior a 21 cm por 30 cm, en la que se indique

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

cómo está constituido el bulto, acompañada de una breve descripción del embalaje, comprendidos los materiales de que está construido, masa bruta, dimensiones externas generales y aspecto;

h) especificación del diseño mediante referencias a los planos;

i) especificación del contenido radiactivo permitido, incluso cualesquiera restricciones relacionadas con el contenido radiactivo que no resulten evidentes a partir de la naturaleza del embalaje. Esto incluirá las formas física y química, las actividades (incluidas las de los diversos isótopos, si procede), las cantidades en gramos, y si están presentes materiales radiactivos en forma especial;

j) referencia a las instrucciones de manipulación, embalaje y mantenimiento;

k) especificación del programa de garantía de calidad aplicable según se estipula en el párrafo 306;

l) cualesquiera disposiciones de emergencia que se estimen necesarias;

m) firma e identificación de la persona encargada de certificar el cumplimiento.

802.1. Véanse los párrafos 204.1 a 204.3 y 205.1.

802.2. En los casos en que se requiera la aprobación de la autoridad competente, esta debería llevar a cabo, cuando sea aplicable, una evaluación independiente con respecto a los materiales radiactivos en forma especial o de baja dispersión, los bultos que contengan 0,1 kg o más de hexafluoruro de uranio, los bultos que contengan sustancias fisionables, las sustancias fisionables que deban quedar exceptuadas conforme a lo estipulado en el párrafo 417 f), los bultos del Tipo B(U) y del Tipo B(M), los bultos del Tipo C, los arreglos especiales, determinados tipos de expediciones, los programas de protección radiológica para embarcaciones de uso especial, y el cálculo de los valores A_1 y A_2, de las concentraciones de actividad para material exento y de los límites de actividad para remesas exentas que no hayan sido tabulados.

802.3. En relación con el requisito de aprobación por la autoridad competente de los bultos diseñados para contener sustancias fisionables, se señala que en los párrafos 417, 674 y 675 se excluyen ciertos bultos de los requisitos aplicables específicamente a las sustancias fisionables. No obstante, siguen siendo aplicables todos los requisitos relacionados con las propiedades radiactivas, no fisionables, del contenido del bulto.

802.4. La relación entre la autoridad competente y el solicitante debe ser bien entendida. Incumbe al solicitante ‘defender el caso’ para demostrar el cumplimiento de los requisitos aplicables. La responsabilidad de la autoridad competente consiste en juzgar si la información presentada demuestra

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

adecuadamente, o no, dicho cumplimiento. La autoridad competente debería tener libertad para verificar las declaraciones, los cálculos y las evaluaciones del solicitante, incluso realizando, si fuera necesario, cálculos o ensayos independientes. Ahora bien, la autoridad competente no debería de encargarse de 'defender el caso' en nombre del solicitante porque esto le colocaría en la difícil situación de ser a la vez 'abogado defensor' y 'juez'. Con todo, ello no le impide que brinde un asesoramiento oficioso al solicitante, sin compromiso alguno, en cuanto a cuál sería la manera más aceptable de demostrar el cumplimiento de los requisitos.

802.5. En los reglamentos publicados a escala nacional o por las organizaciones internacionales de transporte pueden obtenerse más detalles sobre el papel de la autoridad competente.

802.6. El solicitante debería contactar con la autoridad competente en las primeras fases del diseño para examinar la puesta en práctica de los principios de diseño correspondientes y para definir tanto el procedimiento de aprobación como las acciones que deberían llevarse a cabo.

802.7. La experiencia ha demostrado que muchos solicitantes presentan su primera solicitud en función de una necesidad específica e inmediata de alcance bastante reducido y posteriormente formulan varias peticiones de modificación del certificado de aprobación a medida que tratan de ampliar su alcance para emplear el embalaje para otros tipos de materiales y/o expediciones. Siempre que sea posible, se debería animar a los solicitantes a presentar su primera solicitud de manera general, lo que permitirá prever y abarcar sus necesidades futuras. Esto hará que el sistema de solicitud y aprobación funcione más eficazmente. Además, en ciertos casos será ventajoso, tanto para el solicitante como para la autoridad competente, examinar el proyecto de solicitud antes de que este sea oficialmente presentado en detalle.

802.8. Después que el solicitante presente la información sobre el diseño del bulto y su expedición en forma pormenorizada, la autoridad competente podrá expedir un certificado único con los certificados de aprobación del diseño del bulto y de expedición en conjunto, si se considera razonable.

802.9. En el anexo II de la referencia [1] se incluyen más recomendaciones.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

APROBACIÓN DE LOS MATERIALES RADIACTIVOS EN FORMA ESPECIAL Y DE LOS MATERIALES RADIACTIVOS DE BAJA DISPERSIÓN

803.1. El diseño de los materiales radiactivos en forma especial precisa la aprobación unilateral de la autoridad competente con antelación a su transporte, mientras que el diseño de los materiales radiactivos de baja dispersión requiere la aprobación multilateral. En el párrafo 803 se especifica la información mínima que se habrá de incluir en la solicitud de aprobación.

803.2. Debería facilitarse una declaración cuantitativa de los elementos variables en el tiempo de un diseño en forma especial que probablemente afecten a su capacidad para cumplir los requisitos relacionados con los materiales radiactivos en forma especial establecidos en los párrafos 602 a 604.

803.3. Podría haber algunos procesos que influyan en la integridad de una cápsula en forma especial. Estos deberían tenerse en cuenta en el diseño de la cápsula en forma especial. Por ejemplo, la desintegración de isótopos alfa productores de gases puede causar la presurización de una cápsula.

803.4. Debería darse a la autoridad competente una oportunidad razonable para observar o comentar los ensayos que se realicen o planifiquen para demostrar el cumplimiento de lo estipulado en el Reglamento de Transporte con respecto a los materiales radiactivos en forma especial y los materiales radiactivos de baja dispersión. En la solicitud debería incluirse un informe detallado sobre los ensayos y sus resultados.

804.1. En los párrafos 832.1 a 832.5 se ofrece información pormenorizada sobre las marcas de identificación.

APROBACIÓN DE LOS DISEÑOS DE BULTOS

Aprobación de los diseños de bultos que contengan hexafluoruro de uranio

807.1. La aprobación de los bultos diseñados para el transporte de hexafluoruro de uranio no fisionable o fisionable exceptuado, en cantidades iguales o superiores a 0,1 kg, es un nuevo requisito introducido en la edición de 1996 del Reglamento de Transporte. Dado que en esa edición se establecieron requisitos específicos para el diseño y el ensayo, se hizo necesario exigir una certificación. Así se creó una nueva categoría de identificación del bulto (véase el párrafo 832)

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

y la certificación del diseño de los bultos que requiera aprobación multilateral se exigirá tres años antes que la certificación del diseño de un bulto aprobado unilateralmente. Se adoptó esta decisión para que los diseños que no cumplan todos los nuevos requisitos se analicen al inicio del proceso de certificación.

807.2. Los bultos que cumplan los requisitos establecidos en los párrafos 631 a 633 pueden requerir también la aprobación multilateral por otras razones, como por el carácter fisionable del material.

807.3. Debería darse a la autoridad competente una oportunidad razonable para observar o comentar los ensayos que se realicen o planifiquen para demostrar el cumplimiento de lo estipulado en el Reglamento de Transporte con respecto a los bultos que contengan 0,1 kg o más de hexafluoruro de uranio. En la solicitud debería incluirse un informe detallado sobre los ensayos y sus resultados.

807.4. En la solicitud de aprobación de los diseños de bultos que contengan hexafluoruro de uranio debería incluirse una lista de todos los requisitos aplicables por números de párrafos del Reglamento de Transporte y hacerse referencia a los documentos u otras justificaciones que demuestren el cumplimiento de estos requisitos.

Aprobación de diseños de bultos del Tipo B(U) y el Tipo C

809.1. En la solicitud de aprobación de diseños de bultos debería incluirse una lista de todos los requisitos aplicables (por números de párrafos del Reglamento de Transporte) y hacerse referencia a los documentos u otras justificaciones que demuestren el cumplimiento de estos requisitos.

809.2. Debería darse a la autoridad competente una oportunidad razonable para observar o comentar los ensayos que se realicen o planifiquen para demostrar el cumplimiento de lo estipulado en el Reglamento de Transporte con respecto a los bultos del Tipo B(U) o del Tipo C. En la solicitud debería incluirse un informe detallado sobre los ensayos y sus resultados.

Aprobación de diseños de bultos del Tipo B(M)

812.1. La información que presente el solicitante a la vista del párrafo 812 a) y b) permitirá a la autoridad competente estudiar las consecuencias de la falta de conformidad del diseño del Tipo B(M) con los requisitos del bulto del Tipo B(U), así como determinar si los controles suplementarios propuestos son suficientes para conseguir un nivel equiparable de seguridad. El propósito

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de los controles suplementarios es compensar las medidas de seguridad que no se incorporarán al diseño. Mediante el mecanismo de aprobación multilateral el diseño de un bulto del Tipo B(M) es evaluado independientemente por las autoridades competentes de todos los países a través o dentro de los cuales se transportan esos bultos.

812.2. Debería ponerse especial cuidado en definir qué requisitos de los bultos del Tipo B(U), establecidos en los párrafos 639, 656, 657 y 660 a 666 no cumple el diseño del bulto. Los controles o restricciones operacionales suplementarios que se propongan (es decir, distintos de los estipulados ya en el Reglamento de Transporte) y que se apliquen para compensar el incumplimiento de los requisitos antes mencionados deberían individualizarse, describirse y justificarse plenamente. Deberían determinarse las condiciones ambientales máximas y mínimas de temperatura y de irradiación solar que se espera que se produzcan durante el transporte y justificarse con referencia a las regiones o los países de uso del bulto y los datos meteorológicos aplicables (véanse también los párrafos 667.1 y 667.2).

812.3. Cuando se precise el venteo intermitente de los bultos del Tipo B(M), debería presentarse a la autoridad competente, para su aprobación, una descripción completa de los procedimientos y controles aplicados. Pueden encontrarse otras recomendaciones sobre este tema en los párrafos 668.1 a 668.6.

812.4. Debería darse a la autoridad competente una oportunidad razonable para observar o comentar los ensayos que se realicen o planifiquen para demostrar el cumplimiento de lo estipulado en el Reglamento de Transporte con respecto a los bultos del Tipo B(M). En la solicitud debería incluirse un informe detallado sobre los ensayos y sus resultados.

Aprobación del diseño de bultos que contengan sustancias fisionables

814.1. Se requiere la aprobación multilateral de todos los diseños de bultos para sustancias fisionables (IF, AF, B(U)F, B(M)F y CF), fundamentalmente debido a la naturaleza del peligro asociado con la criticidad, así como a la importancia de mantener la subcriticidad en todo momento durante el transporte. Además, las disposiciones reglamentarias establecidas para los diseños de bultos que contengan sustancias fisionables dan total libertad respecto de los métodos, normalmente de tipo informático, que se apliquen para demostrar el cumplimiento de los requisitos. Por ello, es necesario que todas las autoridades competentes evalúen y aprueben independientemente todos los diseños de bultos que contengan sustancias fisionables.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

814.2. El diseño de un bulto que contenga sustancias fisionables debe cumplir los requisitos aplicables tanto a las propiedades radiactivas como a las propiedades fisionables de su contenido. Por lo que se refiere a las propiedades radiactivas, un bulto se clasifica según la definición de bulto recogida en el párrafo 231. En la medida en que sea aplicable, se exigirá la aprobación del diseño del bulto sobre la base de las propiedades radiactivas no fisionables de su contenido. Además de esa aprobación, se requerirá otra para el diseño en relación con las propiedades fisionables del contenido. En los párrafos 417, 674 y 675 se indican las excepciones aplicables a los requisitos relativos a la aprobación del diseño de un bulto que contenga sustancias fisionables.

815.1. En la información que se suministre a la autoridad competente con la solicitud de aprobación se debe demostrar minuciosamente que se cumple cada uno de los requisitos establecidos en los párrafos 673 y 676 a 685. En particular, esa información debería incluir una lista de todos los requisitos aplicables (por números de párrafos del Reglamento de Transporte) de conformidad con el párrafo 673 b) i) a iv), con referencia a los documentos u otras justificaciones que demuestren el cumplimiento de estos requisitos, y debería incluir, además, los elementos específicamente citados en el certificado de aprobación de la autoridad competente que se detallan en el párrafo 838 n). Es aceptable incluir la información apropiada sobre los experimentos, cálculos o argumentaciones razonadas que se utilicen para demostrar si es aceptable la subcriticidad de un solo bulto o de un conjunto ordenado de bultos. El solicitante debería ser consciente de que debería procurar asesoramiento de la autoridad competente en la jurisdicción en que formule la solicitud.

DISPOSICIONES TRANSITORIAS

Bultos que no requieren la aprobación del diseño por la autoridad competente de conformidad con las ediciones de 1985 y de 1985 (enmendada en 1990) del Reglamento de Transporte

819.1. Tras la aprobación de la edición de 1985 del Reglamento de Transporte, los bultos que no requerían la aprobación de diseño de la autoridad competente sobre la base de la edición de 1973 y la de 1973 (enmendada) del Reglamento de Transporte, no podrían seguir utilizándose. Para continuar usando esos bultos se pedía que su diseño fuera revisado de conformidad con los requisitos de la edición de 1985 del Reglamento de Transporte o que las expediciones fueran evaluadas y aprobadas por la autoridad competente en virtud de arreglos

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

especiales, si bien esto no se establecía de manera explícita en el Reglamento de Transporte.

819.2. El párrafo 819 se introdujo en la edición de 1996 del Reglamento de Transporte para que los embalajes que ya existieran en ese momento pudieran seguirse utilizando por un período determinado y limitado tras su publicación, período durante el cual los diseños podrían revisarse y, si fuera necesario, modificarse con el fin de asegurar el total cumplimiento de los requisitos de la edición de 1996. Para los casos en que esa revisión y/o modificación es impracticable, el período de transición tiene por objeto permitir la retirada paulatina de los diseños de bultos y la introducción de otros nuevos que se ajusten a la edición de 1996 del Reglamento de Transporte. En ocasiones, los bultos ya preparados con arreglo a las ediciones del Reglamento de Transporte de 1985 o de 1985 (enmendada en 1990) permanecen almacenados durante muchos años antes de su transporte. Esto es aplicable especialmente a bultos industriales o del Tipo A que contienen desechos radiactivos y que están a la espera de su expedición a las instalaciones de almacenamiento intermedio o definitivo. En el párrafo 819 se permite que esos bultos, preparados durante un determinado período y siempre que se les dé un adecuado mantenimiento, sean transportados en el futuro sobre la base del cumplimiento de la edición de 1985 del Reglamento de Transporte.

819.3. En el párrafo 819 se subraya el requisito de que se apliquen las medidas del sistema de gestión, de conformidad con la edición del Reglamento de Transporte de 2012, que aseguren que se mantendrán en uso solo los bultos que continúen ajustándose al diseño original o que cumplan los requisitos reglamentarios. La mejor manera de conseguirlo es velando por que se apliquen las medidas más actualizadas del sistema de gestión a las actividades posteriores a la fabricación, tales como la reparación, el mantenimiento, las modificaciones y el uso de esos bultos.

819.4. Se incluye una referencia a la sección IV de la edición de 2012 del Reglamento de Transporte para asegurar que solo se utilicen los datos radiológicos más recientes (consignados en los valores A_1 y A_2) para definir el contenido del bulto, así como otros límites conexos. Debería tenerse en cuenta que el alcance de las disposiciones transitorias del Reglamento de Transporte solo se amplía para abarcar los requisitos de ciertos embalajes y bultos. En todos los demás aspectos se aplicará la edición de 2012 del Reglamento de Transporte, por ejemplo, en lo relativo a las disposiciones generales, los requisitos y controles para el transporte, incluidos los límites fijados a las remesas y los medios de transporte, y los requisitos administrativos y de aprobación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

819.5. Toda revisión del diseño original del bulto o el incremento de la actividad de su contenido o la adición de otros tipos de materiales radiactivos que afecten de manera significativa y negativa a la seguridad, según lo determine el propietario del bulto en consulta con el diseñador del bulto, requerirá la reevaluación del diseño con arreglo a la edición de 2012 del Reglamento de Transporte. Al respecto, podrían considerarse también elementos como el aumento de masa del contenido y los cambios en los sistemas de cierre, en los limitadores de impacto, en la protección térmica y el blindaje y en la forma del contenido.

Bultos aprobados de conformidad con las ediciones de 1973, de 1973 (enmendada), de 1985 y de 1985 (enmendada en 1990) del Reglamento de Transporte

820.1. Tras la aprobación de la edición de 1985 del Reglamento de Transporte, se permitió que los bultos que requerían la aprobación del diseño por la autoridad competente (bultos del Tipo B, del Tipo B(U), del Tipo B(M) y los bultos de sustancias fisionables) y que se basaban en las ediciones del Reglamento de Transporte de 1967, 1973 y 1973 (enmendada), continuaran en uso, pero con sujeción a limitaciones en su nueva fabricación, a requisitos adicionales de marcado de los números de serie y a la aprobación multilateral de todos los diseños. Esta disposición, conocida coloquialmente como ‘cláusula de derechos adquiridos’, se introdujo nuevamente en la edición de 1985 para facilitar la transición a esa reglamentación. Esto permitía que los bultos continuaran en uso hasta el final de su vida útil, siempre que se les diera el adecuado mantenimiento y continuaran ajustándose al diseño original. Asimismo, se daba un plazo tras la publicación durante el que los diseños podrían revisarse y, si fuera necesario, modificarse con el fin de conseguir el total cumplimiento de los requisitos de la edición de 1985 del Reglamento de Transporte. En los casos en que esa revisión y/o modificación fuera impracticable, el período de transición permitía la retirada paulatina de los diseños de bultos y la implantación de otros nuevos que se ajustaran a la edición de 2012.

820.2. En las ediciones del Reglamento de Transporte de 1973 y de 1973 (enmendada) solo se pedía que se establecieran programas de garantía de calidad (conocida ahora como sistema de gestión)[2] para la fabricación de embalajes. En la edición de 1985 del Reglamento de Transporte se especificaba debidamente

[2] Cabe señalar que en las ediciones actuales del Reglamento de Transporte y las guías de seguridad conexas se emplea ahora la expresión ‘sistema de gestión’ en lugar de ‘garantía de calidad’.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

la necesidad de que los programas de garantía de calidad (conocida ahora como sistema de gestión) abarcaran todos los aspectos del transporte, desde el diseño, la fabricación, el ensayo, la documentación, el uso, el mantenimiento y la inspección de todos los bultos, hasta el transporte y las operaciones de almacenamiento en tránsito. Por lo tanto, al considerar las aprobaciones de bultos incluidos en la 'cláusula de derechos adquiridos' según la edición de 1973, los 'requisitos aplicables' del párrafo 306 serán relacionados con a) los programas de garantía de calidad (conocida ahora como sistema de gestión) establecidos en el momento de fabricación inicial del embalaje, y b) los programas de garantía de calidad (conocida ahora como sistema de gestión) relacionados con actividades de transporte en curso como la utilización, la inspección, el mantenimiento y el servicio, así como el transporte y las operaciones de almacenamiento en tránsito. Las disposiciones de garantía de calidad (conocida ahora como sistema de gestión) vinculadas con las actividades mencionadas en el apartado b) deberían cumplir las normas nacionales y/o internacionales vigentes respecto del sistema de gestión que acordara la autoridad competente.

820.3. Se incluyen las referencias a los párrafos y secciones de la edición de 2012 del Reglamento de Transporte para asegurar que, a los fines de definir el contenido del bulto y otros límites conexos, se apliquen los requisitos sobre el sistema de gestión (párrafo 306), los límites de actividad y las disposiciones relativas a la clasificación (sección IV), incluidos los datos radiológicos más recientes (consignados en los valores A_1 y A_2); los requisitos y controles para el transporte (sección V) y los requisitos para las sustancias fisionables transportadas por vía aérea (párrafo 683). Debería tenerse en cuenta que el alcance de las disposiciones transitorias del Reglamento de Transporte solo se amplía para abarcar los requisitos de ciertos embalajes y bultos. En todos los demás aspectos se aplicará la edición de 2012 del Reglamento de Transporte, por ejemplo, en lo relativo a las disposiciones generales, los requisitos y controles para el transporte, incluidos los límites fijados a las remesas y los medios de transporte, y los requisitos administrativos y de aprobación. También deben utilizarse los requisitos más recientes relativos a las sustancias fisionables exceptuadas (párrafos 417, 674 y 675).

820.4. En la elaboración de la edición de 1996 del Reglamento de Transporte se determinó que tras su aprobación no sería necesario un cambio inmediato del Reglamento de Transporte, si bien estarían justificados los cambios que estuvieran destinados a mejorar la seguridad en el transporte a largo plazo. Así se decidió aceptar que se siguieran utilizando ciertos bultos, diseñados y aprobados según la edición de 1973 o la edición de 1973 (enmendada), o la de 1985, o la de 1985 (enmendada en 1990) del Reglamento de Transporte. No se consideró necesario

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

o justificado que continuaran en uso los embalajes con una aprobación de diseño de bulto basada en la edición de 1967 del Reglamento de Transporte.

820.5. El uso ininterrumpido de los bultos aprobados que cumplan con los requisitos de las ediciones de 1973 o 1973 (enmendada), de 1985 o de 1985 (enmendada en 1990) del Reglamento de Transporte está sujeto a la aprobación multilateral a partir de la fecha en que entró en vigor la edición de 1996 para que así las autoridades competentes puedan establecer un marco dentro del que pueda aprobarse esa continuidad en el uso. Además, no se permite que se inicie una nueva fabricación de estos diseños de embalaje. Se ha determinado ese período de transición en función de la evaluación del tiempo necesario para que la edición de 2012 del Reglamento de Transporte se incorpore a las reglamentaciones nacionales e internacionales.

820.6. Véase el párrafo 535.2.

820.7. En toda revisión del diseño original del bulto o el incremento de la actividad de su contenido o la adición de otros tipos de materiales radiactivos, que afecten de manera significativa y negativa a la seguridad, según determine la autoridad competente, el diseño debería reevaluarse y aprobarse de conformidad con la edición de 2012 del Reglamento de Transporte. Estos factores podrían incluir un aumento de la masa del contenido y cambios en los sistemas de cierre, en los limitadores de impacto, en la protección térmica o el blindaje y en la forma del contenido.

820.8. Cuando sea aplicable el párrafo 820, deberían mantenerse, tanto en los bultos como en los certificados de aprobación del diseño de la autoridad competente, la marca de identificación de la autoridad competente de origen y los códigos relativos al tipo de diseño que esta les haya asignado, aunque estos bultos vayan a ser sometidos a una aprobación multilateral de diseño. Esto significa que, cuando se aplique lo dispuesto en el párrafo 820, los bultos que inicialmente fueron designados como del Tipo B(U) o del Tipo B(U)F en consonancia con la edición de 1973 del Reglamento de Transporte no deberían volver a ser designados como del Tipo B(M) o del Tipo B(M)F, ni como del Tipo B(M)96 o del Tipo B(M)F96. Esto se hace para que esos bultos se puedan identificar claramente como bultos incluidos en la “cláusula de derechos adquiridos” con arreglo a las disposiciones del párrafo 820 que fueron aprobados inicialmente en virtud de la edición de 1973 del Reglamento de Transporte.

820.9. Véase el párrafo 832.4.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Materiales radiactivos en forma especial aprobados de conformidad con las ediciones de 1973, de 1973 (enmendada), de 1985 y de 1985 (enmendada en 1990), de 1996 (revisada) y de 1996 (enmendada en 2003), de 2005 y de 2009 del Reglamento de Transporte

823.1. En el párrafo 823 se establecen disposiciones transitorias para los materiales radiactivos en forma especial cuyo diseño también está sujeto a la aprobación de la autoridad competente. Se subraya la necesidad de aplicar medidas de garantía de calidad de conformidad con la edición de 2012 del Reglamento de Transporte, de manera que se asegure que se mantengan en uso solo los materiales radiactivos en forma especial que continúen ajustándose al diseño original o a los requisitos establecidos en las reglamentaciones. La mejor manera de conseguirlo es asegurando que se apliquen las medidas más actualizadas del sistema de gestión a las actividades posteriores a la fabricación, como la reparación, el mantenimiento, la modificación y el uso de esos materiales en forma especial. Cabe señalar que el alcance de las disposiciones transitorias del Reglamento de Transporte solo se amplía para abarcar los requisitos de ciertos materiales en forma especial. En todos los demás aspectos se aplicará la edición de 2012, por ejemplo, en lo relativo a las disposiciones generales, los requisitos y controles para el transporte, incluidos los límites fijados a las remesas y los medios de transporte, y los requisitos administrativos y de aprobación.

823.2. En la elaboración de la edición de 2012 del Reglamento de Transporte se determinó que tras su adopción no sería necesario un cambio inmediato del Reglamento de Transporte, si bien estarían justificados los que estuvieran destinados a mejorar la seguridad en el transporte a largo plazo. Así se decidió aceptar que continuaran utilizándose los materiales radiactivos en forma especial que hubieran sido diseñados y aprobados según las ediciones de 1973 o de 1985 del Reglamento de Transporte. Sin embargo, no se permite el inicio de la nueva fabricación de estos diseños de materiales en forma especial. No se consideró necesario o justificado que continuaran en uso los materiales radiactivos en forma especial existentes con una aprobación de diseño basada en la edición de 1967 del Reglamento de Transporte.

823.3. Véase el párrafo 832.5.

NOTIFICACIÓN Y REGISTRO DE NÚMEROS DE SERIE

824.1. La autoridad competente, dentro de su programa de verificación del cumplimiento, debería supervisar determinadas facetas asociadas al diseño,

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

la fabricación y la utilización de los embalajes (véase el párrafo 307). Para verificar el cumplimiento adecuado, es preciso facilitar a la autoridad competente el número de serie de todos los embalajes fabricados de conformidad con un diseño que haya aprobado. Las autoridades competentes deberían mantener un registro de esos números de serie.

824.2. También debería asignarse un número de serie a los embalajes fabricados según un diseño de bulto cuyo uso continuo se haya aprobado en virtud de las disposiciones transitorias ("cláusulas de derechos adquiridos") establecidas en el párrafo 820. El número de serie, así como su conocimiento por parte de la autoridad competente, será fundamental, ya que el número es un medio para precisar claramente qué embalajes están sometidos a la respectiva "cláusula de derechos adquiridos".

824.3. El número de serie del embalaje debería identificar de manera única cada uno de los embalajes fabricados. Se informará sobre el número de serie a la autoridad competente pertinente. El término 'pertinente' tiene una amplia interpretación y podría referirse:

a) al país donde se originó el diseño del bulto;
b) al país donde se fabricó el embalaje;
c) al país o los países donde se utiliza el bulto;
d) en el caso de los embalajes fabricados según un diseño de bulto aprobado para seguir utilizándolo con arreglo al párrafo 820, todas las autoridades competentes que intervengan en el proceso de aprobación multilateral deberían recibir información sobre los números de serie de los embalajes.

APROBACIÓN DE EXPEDICIONES

825.1. Cuando se requieran aprobaciones de expedición, tales aprobaciones deben abarcar la circulación completa de una remesa desde el origen hasta su destino. Si la remesa cruza una frontera nacional, la aprobación de la expedición tiene que ser multilateral (es decir, la expedición tiene que ser aprobada por la autoridad competente del país en que se inicia y por las autoridades competentes de todos los países a través o dentro de los cuales se transporta la remesa). El requisito de la aprobación multilateral tiene el propósito de permitir a las autoridades competentes afectadas juzgar si es necesario aplicar controles especiales durante el transporte.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

825.2. Cada uno de los requisitos estipulados en el párrafo 825 debería aplicarse por separado. Por ejemplo, una remesa de un bulto del Tipo B(M) con venteo, que contenga sustancias fisionables, podría precisar la aprobación de expedición de conformidad con el párrafo 825 a) y c).

825.3. La necesidad de aplicar el párrafo 825 está regida por el contenido real del bulto que se va a transportar. Por ejemplo, cuando un bulto del Tipo B(M), cuyo certificado de aprobación de diseño establece un contenido máximo permitido de 1600 TBq de Co60, se usa para el transporte de solo 400 TBq de Co60, no se requiere la aprobación de la expedición, ya que 400 TBq es menos que 1000 TBq.

825.4. El párrafo 825 c) tiene la finalidad de que los requisitos de aprobación de las expediciones se apliquen solamente a los casos en que la suma de los índices de seguridad con respecto a la criticidad en una bodega, compartimento o área definida de la cubierta de un buque de navegación marítima excede de 50, y no se apliquen a la embarcación en su totalidad. Ello se debe a que el requisito de espaciamiento de 6 m es aplicable y a que la bodega, compartimento o zona definida de la cubierta pueden considerarse como medios de transporte por separado.

826.1. Según el párrafo 802 a) iii) a vi), las aprobaciones de diseños de bultos se necesitan para determinados diseños. Algunos de esos bultos pueden ser transportados sin una aprobación adicional de expedición, mientras que otros sí la requieren (véase el párrafo 825). En algunos casos, se exige una aprobación adicional de expedición porque quizás sean necesarios controles operacionales o de otro tipo en función del contenido real del bulto. En las situaciones en que la necesidad de controles durante la expedición pueda determinarse durante la fase de análisis y aprobación del diseño no será necesario realizar un análisis de las expediciones por separado. En tales casos, la aprobación del diseño del bulto y la de la expedición podrían combinarse en un solo documento.

826.2. Conceptualmente, en el Reglamento de Transporte se establece una diferencia entre las aprobaciones del diseño y las de la expedición. En el caso de que una aprobación de expedición se incorpore dentro del correspondiente certificado de aprobación del diseño, debería tratarse de definir claramente la doble naturaleza del certificado y aplicarse las correspondientes marcas de identificación. Véase el párrafo 832 en relación con las marcas de identificación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

APROBACIÓN DE EXPEDICIONES EN VIRTUD DE ARREGLOS ESPECIALES

829.1. Aunque la aprobación de una expedición en virtud de arreglos especiales exigirá tener en cuenta tanto los procedimientos de expedición como de diseño del bulto, la aprobación es, conceptualmente, una aprobación de expedición. En los párrafos 310.1 a 310.4 pueden consultarse otras recomendaciones.

830.1. El nivel necesario de seguridad de las expediciones en virtud de arreglos especiales se consigue normalmente imponiendo controles operacionales que compensen toda desviación de los procedimientos de embalaje o expedición. A continuación se indican algunos de los controles operacionales que pueden aplicarse:

a) uso exclusivo del vehículo (véase el párrafo 221);
b) acompañamiento de la expedición. Normalmente desempeñará la función de escolta un especialista en protección radiológica dotado de instrumentos de monitorización radiológica que conozca los procedimientos de emergencia que, en caso de accidente o de otro suceso anormal, le permitan identificar rápidamente cualquier riesgo de irradiación o contaminación y prestar asesoramiento adecuado a las autoridades civiles. En el transporte por carretera, siempre que sea posible, el personal de escolta también debería ir en un vehículo independiente, de manera que no quede incapacitado a causa del mismo accidente. El personal de escolta también debería ir equipado con estacas, cuerdas y señalizaciones para acordonar la zona del accidente, así como con un extintor de incendios para controlar pequeños incendios y un sistema de comunicación. Si se considera prudente, el especialista en protección radiológica podría ir acompañado por miembros de la policía o los bomberos.
c) los itinerarios de la expedición pueden controlarse a fin de seleccionar las rutas potencialmente menos peligrosas y, si fuera posible, evitar zonas de alta densidad de población y con posibles peligros, como zonas escarpadas y pasos a nivel de ferrocarril.
d) el itinerario de la expedición puede controlarse para evitar períodos con mucha densidad de tráfico, como las horas punta diarias o de fines de semana;
e) siempre que sea posible, las expediciones deberían realizarse directamente (es decir, sin paradas intermedias o transbordos);
f) la velocidad del vehículo de transporte puede limitarse, sobre todo si el embalaje tiene poca resistencia al impacto y siempre que la velocidad

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

reducida del vehículo de transporte no cause otros riesgos (como la colisión con vehículos que circulen más rápido);

g) debería considerarse la necesidad de notificar la expedición por anticipado a los servicios de emergencia (policía y bomberos);

h) deberían existir procedimientos de emergencia (especiales o permanentes) para contingencias que se presenten en caso de que la expedición se vea afectada en un accidente;

i) deberían utilizarse como mecanismos compensatorios de seguridad equipos auxiliares, tales como sistemas de sujeción del bulto al vehículo o absorbentes de impactos, así como otros dispositivos o estructuras de protección.

CERTIFICADOS DE APROBACIÓN DE LA AUTORIDAD COMPETENTE

Marcas de identificación de la autoridad competente

832.1. Para la aplicación y la interpretación de los códigos de tipos es preciso tener presente que el código se basa en el uso de varios indicadores destinados a informar rápidamente sobre el tipo de bulto o expedición de que se trate. Los indicadores suministran información sobre las características de diseño del bulto (por ejemplo, del Tipo B(U), del Tipo B(M) o del Tipo C), sobre la disponibilidad de un certificado de aprobación multilateral de diseño del bulto para las sustancias fisionables, así como sobre otros aspectos específicos del certificado de aprobación (por ejemplo, para los arreglos especiales, la expedición, la forma especial, el material de baja dispersión, el hexafluoruro de uranio no fisionable o fisionable exceptuado o las sustancias fisionables exceptuadas). En concreto, la aparición en el código, por ejemplo, de la identificación B(U)F, no entraña necesariamente la presencia de sustancias fisionables en un determinado bulto, sino solo la posibilidad de que las contenga.

832.2. Es indispensable disponer de un medio sencillo, preferentemente dentro de la marca de identificación, que haga posible determinar la edición del Reglamento de Transporte en función de la que se emitió la aprobación del diseño de bulto original. Esto se conseguirá añadiendo el símbolo ‘-96’ a la marca de identificación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Ejemplo:

Edición del Reglamento de Transporte	Marca de identificación de diseño del bulto
1973	A/132/B(U), o A/132/B(M)
1985	A/132/B(U)-85, o A/132/B(M)-85
1996	A/132/B(U)-96, o A/132/B(M)-96

832.3. Esta técnica de añadir un símbolo se puede seguir utilizando siempre que las ediciones posteriores del Reglamento de Transporte mantengan esencialmente las actuales marcas de identificación de bultos.

832.4. El procedimiento de añadir el símbolo '-96' a la marca de identificación que se viene aplicando desde que se publicó la edición de 1996 del Reglamento de Transporte se justifica porque desde esa fecha no se han introducido modificaciones importantes relacionadas con la seguridad en los requisitos de diseño o ensayo de los bultos, materiales radiactivos en forma especial y materiales radiactivos de baja dispersión. Tales diseños, con la adición de '-96', deben cumplir por completo con el Reglamento de Transporte vigente. Por otra parte, todos los demás diseños, con la adición o no de '-85', estarán sujetos a las disposiciones transitorias enunciadas en los párrafos 820 a 823, respectivamente, y podrán identificarse claramente como tales.

CONTENIDO DE LOS CERTIFICADOS DE APROBACIÓN

Certificados de aprobación de materiales radiactivos en forma especial y de materiales radiactivos de baja dispersión

834.1. La cuidadosa descripción del contenido del certificado de aprobación tiene un doble propósito: ayudar a las autoridades competentes a diseñar sus certificados y facilitar cualquier comprobación de los certificados debido a que la información que contienen está normalizada.

834.2. En el Reglamento de Transporte se especifica la información básica que tiene que aparecer en los certificados de aprobación, así como un sistema de marcas de identificación de las autoridades competentes. Se insta a las autoridades competentes a que cumplan estas disposiciones en la mayor medida posible con el fin de conseguir la uniformidad internacional en la certificación. En cada certificado debería hacerse referencia no solo a la reglamentación nacional aplicable y a la reglamentación internacional pertinente, sino también

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

a la edición del Reglamento de Transporte que sea apropiada, ya que esta es la norma internacionalmente conocida y reconocida. El código internacional de matrículas de vehículos (VRI) [2], que se utiliza en las marcas de identificación de la autoridad competente, se recoge en el cuadro 4.

Certificados de aprobación para arreglos especiales

836.1. Como ya se trató en el párrafo 418.1, al preparar el certificado debería prestarse especial atención a la cantidad autorizada, el tipo y la forma del contenido de cada bulto a causa de su impacto potencial en la seguridad con respecto a la criticidad.

En el certificado deberían especificarse las inspecciones o los ensayos del contenido que se hayan realizado para confirmar sus características antes de la expedición. Esto tiene especial importancia en el caso de todo veneno neutrónico extraíble u otro elemento para el control de la criticidad que tenga que colocarse en el bulto antes de la expedición (véanse los párrafos 503.4 y 503.5). Cuando proceda, deberían especificarse o referenciarse en el certificado de aprobación los criterios que han de cumplirse en la medición.

836.2. En el certificado de aprobación para arreglos especiales debería señalarse todo arreglo especial para la carga de los bultos que deba cumplirse o evitarse.

Certificados de aprobación de las expediciones

837.1. Véase el párrafo 836.1.

837.2. Con esta edición del Reglamento de Transporte, los bultos que contengan sustancias fisionables quedan exceptuados de los requisitos de los párrafos 676 a 685 si se cumplen determinados requisitos aplicables al bulto y a la remesa (véase el párrafo 674 a) a d). Si los bultos de la remesa contienen sustancias fisionables exceptuadas en función de los límites del bulto, debería velarse por que no se superen los límites de la remesa. Esto significa que el remitente debería conocer el límite máximo para las cantidades de sustancias fisionables por bulto o atribuir el límite máximo a cada bulto (véase el párrafo 674 a)).

Certificados de aprobación de diseños de bultos

838.1. Como ya se trató en el párrafo 418.1, debería prestarse especial atención a la cuestión de la cantidad autorizada, el tipo y la forma del contenido de cada bulto a causa de su impacto potencial en la seguridad con respecto a la criticidad.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO 4. LISTA DE CÓDIGOS VRI POR PAÍSES

País	Código VRI
Afganistán	AFG
Albania	AL
Alemania	D
Andorra	AND
Angola	AO
Antillas Neerlandesas	NA
Arabia Saudita	SA
Argelia	DZ
Argentina	RA
Armenia	AM
Australia	AUS
Austria	A
Azerbaiyán	AZ
Bahamas	BS
Bahrein	BRN
Bangladesh	BD
Barbados	BDS
Belarús	BY
Bélgica	B
Belice (antigua Honduras Británica)	BH[1]
Benin	DY
Bolivia	BOL
Bosnia y Herzegovina	BIH
Botswana	BW
Brasil	BR
Brunei	BRU
Bulgaria	BG
Burkina Faso	BF
Burundi	RU
Camboya	K[2]
Camerún	CAM
Canadá	CDN
Chad	TCH/TD
Chile	RCH
China, República Popular de	RC
Chipre	CY
Colombia	CO
Congo	RCB
Corea, República Popular Democrática de	KP
Costa Rica	CR
Cote d'Ivoire	CI
Croacia	HR
Cuba	CU[3]
Dinamarca	DK
Islas Faroe	FR
Dominica (Islas de Barlovento)	WD
Ecuador	EC
Egipto	ET
El Salvador	ES
Emiratos Árabes Unidos	SV
Eritrea	ER
Eslovaquia	SK

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO 4. LISTA DE CÓDIGOS VRI POR PAÍSES (cont.)

País	Código VRI
Eslovenia	SLO
España	E
Estados Unidos de América	USA
Estonia	EST
Etiopía	ETH
ex República Yugoslava de Macedonia	MK
Federación de Rusia	RUS
Fiji	FJI
Filipinas	RP
Finlandia	FIN
Francia	F
Gabón	G
Gambia	WAG
Georgia	GE
Ghana	GH
Granada (Islas de Barlovento)	WG
Grecia	GR
Guatemala	GCA
Guinea	RG
Guyana	GUY
Haití	RH
Hungría	H
India	IND
Indonesia	RI
Irán, República Islámica del	IR
Iraq	IRQ
Irlanda	IRL
Islandia	IS
Islas Marshall	PC
Islas Vírgenes	BVI
Israel	IL
Italia	I
Jamaica	JA
Japón	J
Jordania	HKJ
Kazajstán	KZ
Kenya	EAK
Kirguistán	KS
Kuwait	KWT
Lesotho	LS
Letonia	LV
Líbano	RL
Liberia	LB
Libia	LAR
Liechtenstein	FL
Lituania	LT
Luxemburgo	L
Madagascar	RM
Malasia	MAL
Malawi	MW
Malí	RMM
Malta	M
Marruecos	MA

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO 4. LISTA DE CÓDIGOS VRI POR PAÍSES (cont.)

País	Código VRI
Mauricio	MS
Mauritania	RIM
México	MEX
Monaco	MC
Mongolia	MGL
Montenegro	MNE
Mozambique	MOC
Myanmar	BUR
Namibia	NAM
Nauru	NAU
Nepal	NEP
Nicaragua	NIC
Níger	RN
Nigeria	WAN
Noruega	N
Nueva Zelandia	NZ
Países Bajos	NL
Pakistán	PK
Panamá	PA
Papua Nueva Guinea	PNG
Paraguay	PY
Perú	PE
Polonia	PL
Portugal	P
Qatar	Q
Reino Unido	GB
Alderney	GBA
Gibraltar	GBZ
Guernsey	GBG
Isla de Man	GBM
Jersey	GBJ
República Árabe Siria	SYR
República Centroafricana	RCA
República Checa	CZ
República de Corea	ROK
República de Moldova	MD[3]
República Democrática del Congo (Zaire)	RCB
República Democrática Popular Lao	LAO
República Dominicana	DOM
República Unida de Tanzanía	
Tanganika	EAT
Zanzíbar	EAZ
Rumania	RO
Rwanda	RWA
Samoa	WS
San Marino	RSM
San Vicente y las Granadinas (Islas de Barlovento)	WV
Santa Lucía (Islas de Barlovento)	WL
Santa Sede	V
Senegal	SN
Serbia	SRB
Seychelles	SY

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO 4. LISTA DE CÓDIGOS VRI POR PAÍSES (cont.)

País	Código VRI	País	Código VRI
Sierra Leona	WAL	Túnez	TN
Singapur	SGP	Turkmenistán	TM
Somalia	SO	Turquía	TR
Sri Lanka	CL	Ucrania	UA
Sudáfrica	ZA	Uganda	EAU
Sudán	SUD	Uruguay	ROU
Suecia	S	Uzbekistán	UZ
Suiza	CH	Venezuela	YV
Suriname	SME	Viet Nam	VN
Swazilandia	SD	Yemen, República Árabe del	YAR
Tailandia	T	Yugoslavia	YU
Tayikistán	TJ	Zambia	RNR
Togo	TG	Zimbabwe	ZW
Trinidad y Tabago	TT		

[1] Después de su independencia, el cambio de nombre del Estado no fue notificado en la Convención.
[2] Camboya fue conocida anteriormente como Kampuchea Democrática.
[3] La señal distintiva no fue notificada al Secretario General de las Naciones Unidas.

En el certificado deberían especificarse las inspecciones o ensayos del contenido que se hayan realizado para confirmar sus características antes de la expedición. Si el bulto contiene combustible nuclear irradiado, quizás sea necesario efectuar mediciones que satisfagan los requisitos definidos en el párrafo 677 b) antes de la carga y/o expedición. Los criterios que tienen que cumplir las mediciones deberían especificarse o referenciarse en el certificado del bulto (véase lo recomendado en el párrafo 503.8). De igual manera, si se permiten sistemas especiales para evitar la entrada de agua, en el certificado deberían establecerse (o referenciarse) las inspecciones o los procedimientos de ensayo específicos para asegurar el cumplimiento de ese requisito.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

REFRENDO DE LOS CERTIFICADOS

840.1. Normalmente el certificado de aprobación de la autoridad competente del país de origen es el primero que se emite dentro de los sucesivos certificados de aprobación multilateral. Las autoridades competentes distintas de la del país de origen tienen la opción de realizar una evaluación de seguridad independiente o de hacer uso de la evaluación ya realizada por la autoridad competente de origen, limitando así el alcance y magnitud de su propia evaluación.

840.2. Los certificados de aprobación sucesivos pueden presentarse de dos formas. En primer lugar, una autoridad competente de uno de los países sucesivos puede refrendar el certificado original (es decir, aceptar y refrendar el certificado original, incluida toda especificación de los controles que en él se establezcan). Esto sería una aprobación multilateral por convalidación del certificado original. La aprobación por convalidación no precisará una marca de identificación adicional de la autoridad competente en lo referente a la identificación del certificado o al marcado de los bultos. En segundo lugar, una autoridad competente puede expedir un certificado de aprobación que se asocie, si bien de manera independiente, con el certificado original de manera que el certificado posterior llevaría una marca de identificación distinta de la marca de identificación de origen. Además, en este caso los embalajes que se utilicen en virtud de esta aprobación multilateral tendrán que ser marcados con las marcas de identificación tanto del certificado de origen como de los certificados de aprobación ulteriores (véase el párrafo 833 b)).

REFERENCIAS DE LA SECCIÓN VIII

[1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Compliance Assurance for the Safe Transport of Radioactive Material, IAEA Safety Standards Series No. TS-G-1.5, IAEA, Vienna (2009).

[2] COMISIÓN ECONÓMICA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EUROPA, Signos Distintivos Utilizados en los Vehículos en Circulación Internacional Notificados al Secretario General con arreglo a lo dispuesto en la Convención sobre la Circulación Vial de 1968 (párrafo 4 del artículo 45) y la Convención sobre la Circulación por Carretera de 1949 (Anexo 4), CEPE, Ginebra (2007).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Apéndice I

EL SISTEMA Q PARA EL CÁLCULO Y APLICACIÓN DE LOS VALORES A_1 Y A_2

INTRODUCCIÓN

I.1. El 'sistema Q' fue creado por H. F. Macdonald y E. P. Goldfinch, de la Central Electricity Generating Board del Reino Unido, mediante un acuerdo de investigación con el Organismo Internacional de Energía Atómica. El sistema Q define los límites de 'cantidad' de un radionucleido, en función de los valores A_1 y A_2, que puede ser transportado en un bulto del Tipo A. Estos límites se emplean en el Reglamento de Transporte para varios otros propósitos, como para especificar los límites de fuga de actividad en un bulto del Tipo B(U), del Tipo B(M) o del Tipo C, los límites de contenido para el material BAE y los bultos exceptuados y los límites de contenido de los materiales radiactivos en forma especial (no dispersable) y en forma no especial (dispersable). La 'Q' dentro de la terminología del sistema Q significa 'cantidad'.

I.2. En 1986 se publicó un informe recapitulativo del sistema Q original en el documento IAEA-TECDOC-375 titulado: "International Studies on Certain Aspects of the Safe Transport of Radioactive Materials, 1980-1985" [I.1]. El sistema Q fue perfeccionado en 1982 por un grupo de trabajo especial del OIEA. Ello sirvió de base para definir los valores A_1 y A_2 en la edición de 1985 del Reglamento de Transporte. Además, K. Eckerman, de la División de Salud y Seguridad Radiológica del Laboratorio Nacional de Oak Ridge (ORNL) de los Estados Unidos, llevó a cabo la verificación de los valores del sistema Q bajo el patrocinio del Departamento de Transporte de los Estados Unidos y K. Shaw, de la Junta Nacional de Protección Radiológica (NRPB) del Reino Unido, suministró por conducto de su organización los valores de los límites de incorporación anual (LIA) para los radionucleidos, que no se incluían en la Publicación Nº 30 de la CIPR [I.2 a I.7].

I.3. Con antelación a la publicación de la edición de 1996 del Reglamento de Transporte, L. Bologna (ANPA, Italia), K. Eckerman (ORNL, Estados Unidos) y S. Hughes (NRPB, Reino Unido) incorporaron al sistema Q las últimas recomendaciones de la CIPR y los datos en la forma de coeficientes de dosis por unidad de incorporación (coeficientes de dosis) [I.8]. Sus resultados sirvieron de base para la actualización de los valores A_1 y A_2. Una parte esencial de este trabajo supuso volver a examinar los modelos dosimétricos utilizados en el

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

cálculo de los límites del contenido de un bulto del Tipo A. Esta revisión de los modelos previos dio lugar al perfeccionamiento del sistema Q, que supone una mejora en el método de evaluación de los valores A_1 y A_2. En este apéndice se exponen los métodos revisados para determinar los valores A_1 y A_2 y sus resultados. Aunque gran parte de la información y del examen que figuran en este apéndice es de carácter histórico, se incluye por considerarla fundamental para la plena comprensión de las orientaciones formuladas.

ANTECEDENTES

I.4. Los diversos límites que se establecen en el Reglamento de Transporte para el control de las liberaciones de materiales radiactivos desde los bultos se basan en los límites de actividad definidos para el contenido de los bultos del Tipo A. Los bultos del Tipo A están previstos para el transporte económico de un gran número de remesas de baja actividad y para el mantenimiento de un alto nivel de seguridad. Los límites de actividad se fijan de modo que se asegure que no sean inaceptables las consecuencias radiológicas debidas a un daño importante de un bulto del Tipo A y que no se precise la aprobación del diseño del bulto por la autoridad competente, salvo para los que contengan sustancias fisionables.

I.5. Las actividades superiores a los límites fijados para un bulto del Tipo A están incluidas en los requisitos establecidos en el Reglamento de Transporte para los bultos del Tipo B(U) o del Tipo B(M), que sí requieren la aprobación de la autoridad competente. Los requisitos de diseño de los bultos del Tipo B(U) o del Tipo B(M) están destinados a reducir a un nivel muy bajo la probabilidad de que se produzca una liberación significativa de radiactividad de los bultos tras un accidente muy grave.

I.6. Inicialmente los radionucleidos se clasificaron en siete grupos, para fines de transporte, y cada uno de estos grupos tenía límites de contenido de bultos del Tipo A para materiales radiactivos en forma especial y para materiales en todas las otras formas. Se definieron como materiales radiactivos en forma especial aquellos que no son dispersables cuando se les somete a los ensayos especificados. En la edición de 1973 del Reglamento de Transporte el sistema de clasificación por grupos evolucionó a un sistema A_1/A_2, en que cada radionucleido tiene un límite de contenido de bulto del Tipo A de A_1 curios cuando se transporta en forma especial y de A_2 curios cuando no se transporta en forma especial.

I.7. Los fundamentos dosimétricos del sistema A_1/A_2 se basaban en un determinado número de suposiciones algo pragmáticas. Para deducir el valor A_1 se

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

partía de una dosis al cuerpo entero de 3 rem (30 mSv), aunque en el cálculo de los valores A_1 la exposición se limitaba a 3 R a una distancia de 3 m durante 3 h. Asimismo, para determinar A_2 se partía de una incorporación de 10^{-6} A_2, que daba lugar a la mitad del LIA para un trabajador expuesto, como consecuencia de un accidente de tipo 'medio'. De manera arbitraria se definió como accidente de tipo medio aquel que da lugar a la pérdida completa del blindaje y a una liberación de 10^{-3} del contenido del bulto, de manera que 10^{-3} de ese material liberado es posteriormente incorporado por una persona que esté presente. En el sistema Q que aquí se describe se considera un intervalo más amplio para las vías de exposición específicas, en comparación con el anterior sistema A_1/A_2, pero se utilizan las mismas hipótesis de partida que en el sistema Q original, que fue incluido en la edición de 1985 del Reglamento de Transporte. Muchas de las hipótesis de partida son similares a las que se consideraron, o supusieron, en la edición de 1973, pero en las situaciones en que se produce la incorporación de materiales radiactivos se utilizan nuevos datos y conceptos que ha recomendado recientemente la CIPR [I.8, I.9]. En particular, se hacen suposiciones pragmáticas en relación con la magnitud del daño del bulto y la liberación de su contenido, como se analizará posteriormente, sin que se haga referencia a un accidente de tipo "medio".

FUNDAMENTOS DEL SISTEMA Q

I.8. En el sistema Q se consideran una serie de vías de exposición, cada una de las cuales podría originar una exposición a la radiación, externa o interna, de las personas que se encuentren en las proximidades de un bulto del Tipo A que ha sufrido un accidente muy grave de transporte. Las vías de exposición se representan de manera esquemática en la Fig. I.1 y dan lugar a cinco valores límite para el contenido: Q_A, Q_B, Q_C, Q_D y Q_E, en relación con la dosis externa debida a fotones, la dosis externa por partículas beta, la dosis por inhalación, la dosis en piel y por ingestión debida a la transferencia de la contaminación y la dosis por inmersión en una nube radiactiva, respectivamente. Los límites de contenido para los materiales en forma especial que sean emisores alfa y de neutrones y para el tritio se tratan por separado.

I.9. Los límites de contenido de bultos del Tipo A se determinan para cada radionucleido como en la edición de 1985 del Reglamento de Transporte. El valor A_1 para materiales en forma especial es el menor de los valores Q_A y Q_B, mientras que el valor A_2 para los materiales radiactivos que no estén en forma especial es el menor de entre A_1 y el resto de los valores Q. Aunque a continuación se tratarán hipótesis concretas para las vías de exposición que se han utilizado

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

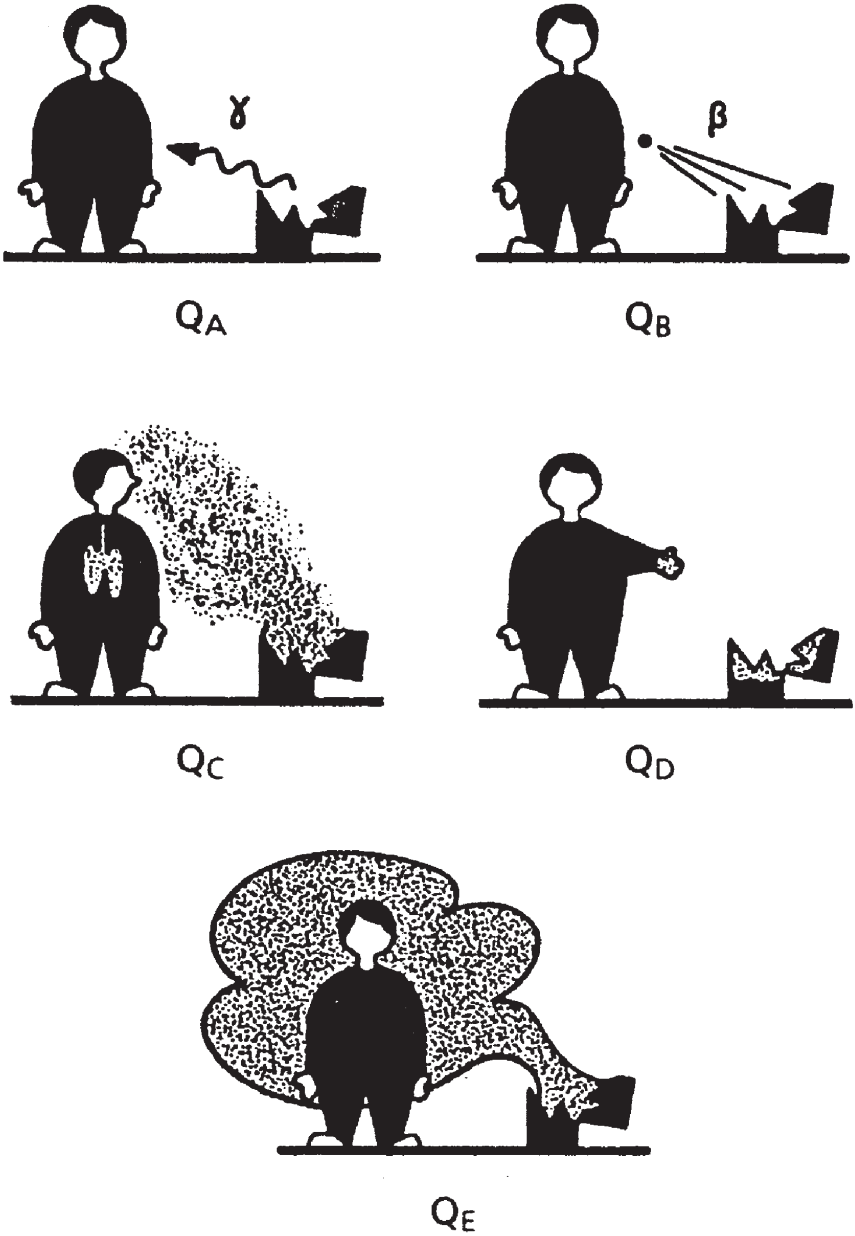


Fig. I.1. Representación esquemática de las vías de exposición consideradas en el sistema Q.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

en el cálculo de los valores Q, todas se basan en los siguientes criterios radiológicos:

a) La dosis efectiva o la dosis efectiva comprometida que reciba una persona en las proximidades de un bulto de transporte tras un accidente no debería superar una dosis de referencia de 50 mSv.
b) La dosis o la dosis equivalente comprometida recibida por cada uno de los órganos, incluida la piel, de una persona afectada en el accidente no debería exceder de 0,5 Sv o, en el caso especial del cristalino, de 0,15 Sv.
c) Es improbable que una persona permanezca a 1m del bulto dañado durante más de 30 min.

I.10. En lo que concierne a las NBS publicadas en 1996 [I.10], el sistema Q se enmarca en el contexto de las exposiciones potenciales. Una exposición potencial es aquella que no se espera que se produzca con certeza, pero que puede ocurrir en un accidente con una fuente o a causa de un suceso o secuencia de sucesos de naturaleza probabilista, incluidos fallos de equipos y errores operacionales. Para las exposiciones potenciales no son pertinentes los límites de dosis establecidos en las NBS (véase la adenda II, cuadro II-3 de las NBS). En la edición de 1985 del Reglamento de Transporte, la dosis de referencia que se usó para el cálculo de los valores A_1/A_2, una dosis efectiva o dosis efectiva comprometida de 50 mSv recibida por una persona situada en las proximidades de un bulto que ha sufrido un accidente estaba vinculada al límite de dosis anual para los trabajadores expuestos. Como se ha indicado anteriormente, ya no se considera válido este vínculo entre el límite anual de dosis para los trabajadores y las exposiciones potenciales. En el sistema Q revisado la dosis de referencia de 50 mSv se ha mantenido como base por considerar que históricamente los accidentes reales en los que han intervenido bultos del Tipo A han dado lugar a exposiciones muy bajas. Para la elección de una dosis de referencia es importante tener en cuenta también la probabilidad de que una persona sufra una exposición a causa de un accidente de transporte. Se puede considerar que, en general, esas exposiciones solo se producirán una vez en la vida. Está claro que la mayoría de las personas nunca llegarán a quedar expuestas.

I.11. La dosis efectiva que reciba una persona por estar en la proximidad de un bulto de transporte tras un accidente no debería exceder de 50 mSv. Como base para el cálculo se considera que la persona se encuentra a una distancia de 1 m del bulto dañado y que permanece en ese lugar durante 30 min. La dosis efectiva es la suma de las dosis equivalentes en los tejidos, cada una multiplicada por el correspondiente factor de ponderación. Los factores de ponderación para los

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

tejidos utilizados en la protección radiológica son los recogidos en la Publicación Nº 60 de la CIPR [I.8].

I.12. Además de que el período de exposición de 30 min a una distancia de 1 m es una estimación cautelosa de la exposición incidental que sufrirían las personas presentes inicialmente en la escena del accidente, se supone que las operaciones posteriores de recuperación se realizarán bajo control y supervisión radiológicos. Se considera que esta suposición es más realista que la anterior de una exposición de 3 h a 3 m de distancia. Si se consideran los límites de dosis antes citados, esto se traduce en un límite de tasa de dosis procedente del bulto dañado de 0,1 Sv/h a 1 m para una irradiación por fotones al cuerpo entero.

MODELOS DOSIMÉTRICOS E HIPÓTESIS DE PARTIDA

I.13. En esta sección se describen en detalle los modelos dosimétricos y las hipótesis en que se basa el cálculo de los cinco valores Q principales. Se explican a grandes rasgos las vías de exposición consideradas y se examinan los criterios que afectan a los métodos de cálculo.

Q_A — dosis externa debida a fotones

I.14. El valor Q_A para un radionucleido se determina considerando la dosis externa al cuerpo entero debida a la radiación gamma o a los rayos X que recibe una persona que se encuentra en la proximidad de un bulto del Tipo A dañado tras un accidente. Se supone la pérdida total del blindaje del bulto en el accidente y que la tasa de dosis resultante a 1 m del borde (o la superficie) de los materiales radiactivos sin blindaje está limitada a 0,1 Sv/h. Además, se supone que de hecho el bulto dañado puede ser considerado como una fuente puntual.

I.15. En el anterior sistema Q, Q_A se calculaba utilizando la energía fotónica media por desintegración establecida en la Publicación Nº 38 de la CIPR [I.11]. Además, la conversión a dosis efectiva por unidad de exposición al aire libre era de aproximadamente 6,7 mSv/R para los fotones con energías de entre 50 keV y 5 MeV.

I.16. En el sistema Q revisado, los valores Q_A se han calculado utilizando el espectro completo de la emisión X y gamma para los radionucleidos que se establece en la Publicación Nº 38 de la CIPR [I.11]. La relación entre la dosis efectiva y la exposición al aire libre, dependiente de la energía, es la recogida en la Publicación Nº 51 de la CIPR [I.12] para una geometría isotrópica de irradiación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

I.17. Los valores Q_A se obtienen de la expresión:

$$Q_A = \frac{D/t}{DRC_\gamma} \times C$$

donde

D	es la dosis de referencia de 0,05 Sv;
T	es el tiempo de exposición de 0,5 h;
DRC_γ	es el coeficiente de tasa de dosis efectiva para el radionucleido; y
C	es el factor de conversión que determina las unidades de Q_A.

I.18. De esta manera, los valores Q_A se determinan de la manera siguiente:

$$Q_A(TBq) = \frac{10^{-13}}{\dot{e}_{pt}}$$

donde $\dot{e}_{pt}$ es el coeficiente de tasa de dosis efectiva para el radionucleido a la distancia de 1 m ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$).

I.19. Los coeficientes de dosis y de tasa de dosis se pueden encontrar en el cuadro II.2 del apéndice II.

I.20. En esta ecuación el valor C fue fijado en 10^{-12} TBq/Bq.

I.21. El coeficiente de tasa de dosis se ha calculado mediante la expresión

$$\dot{e}_{pt} = \frac{C}{4\pi d^2} \sum_i \left(\frac{e}{X}\right)_{E_i} Y_i E_i \left(\frac{\mu_{en}}{\rho}\right)_{E_i} e^{-\mu_i d} B(E_i, d)$$

donde

$(e/X)_{Ei}$	es la relación entre la dosis efectiva y la exposición al aire libre ($Sv \cdot R^{-1}$);
Y_i	es el rendimiento en fotones de energía E_i por desintegración del radionucleido $(Bq \cdot s)^{-1}$;
E_i	es la energía del fotón (MeV), $(\mu_{en}/\rho)_{Ei}$ es el coeficiente másico de absorción de energía en aire de fotones de energía E_i ($cm^2 \cdot g^{-1}$);
μ_i	es el coeficiente de atenuación lineal en aire para fotones de energía E_i (cm^{-1});
$B(E_i, d)$	es el factor de acumulación de kerma en aire para los fotones de energía E_i y a la distancia d;
C	es la constante correspondiente para las unidades citadas.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

I.22. Se toma una distancia d de 1 m. Los valores de $(e/X)_{Ei}$ se obtienen por interpolación de los datos recogidos en la Publicación Nº 51 de la CIPR. Este aspecto es válido para fotones de energía en el intervalo de 5 keV a 10 MeV. El valor (e/X) $(e/X)_{Ei}$ depende de las suposiciones consideradas para la distribución angular del campo de radiación (geometría de exposición). No obstante, las diferencias numéricas entre varias geometrías de exposición son bastante pequeñas, por ejemplo, la razón entre un haz paralelo rotacional y un campo isotrópico es normalmente menor de 1,3.

Q_B — Dosis externa debida a emisores beta

I.23. El valor Q_B se determina considerando la dosis beta recibida en la piel por una persona expuesta tras un accidente que afecte a un bulto del Tipo A que contenga materiales radiactivos en forma especial. Nuevamente se supone que en el accidente se pierde la totalidad del blindaje del bulto de transporte, pero se mantiene el concepto, ya incluido en la edición de 1985 del Reglamento de Transporte, de un factor residual de blindaje para los emisores beta (este factor se asocia a materiales como el protector de ventana beta, los restos que queden del bulto, etc.). Ello suponía un factor de blindaje de 3, que es de carácter muy conservador para los emisores beta de energía máxima (≥ 2 MeV), práctica que dentro del sistema Q se amplía para incluir un intervalo de factores de blindaje en función de la energía beta basándose en un absorbente de unos 150 mg/cm^2 de espesor.

I.24. En el sistema Q revisado, Q_B se calcula utilizando los espectros beta completos para los radionucleidos de la Publicación Nº 38 de la CIPR [I.11]). Los datos del espectro para el radionucleido de interés se utilizan junto con los datos incluidos en las referencias [I.13 a I.15] relativos a la tasa de dosis en piel por unidad de actividad de un emisor de electrones monoenergéticos. Se consideró que el autoblindaje del bulto representaba una función uniforme de la energía máxima del espectro beta (Fig. I.2).

Q_B viene determinado por la expresión siguiente:

$$Q_B = \frac{D/t}{DRC_\beta} \times C$$

donde

D	es la dosis de referencia de 0,5 Sv;
t	es el tiempo de exposición de 0,5 h;
DRC_β	es el coeficiente de tasa de dosis efectiva para el radionucleido; y
C	es un factor de conversión que determina las unidades de Q_B.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

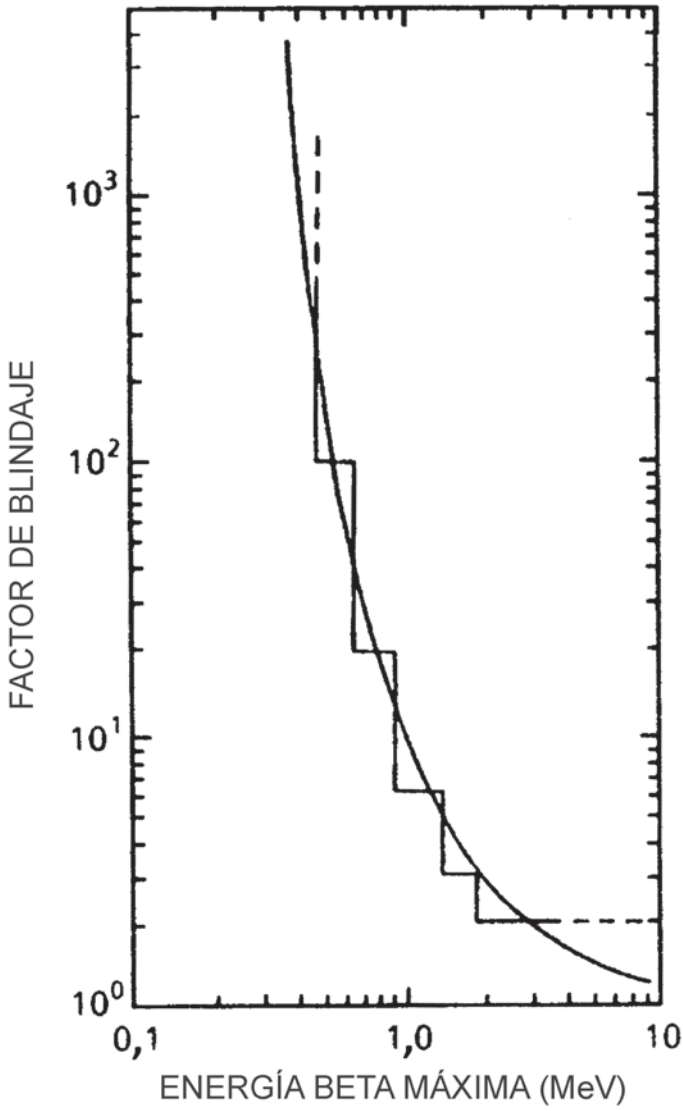


Fig. I.2. Factor de blindaje en función de la energía beta. Factor de blindaje = $e^{\mu d}$, $\mu = 0{,}017 \times E_{\beta_{max}}^{1,14}$, $d = 150$ mg/cm^2.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

I.25. De esta manera Q_B se calcula a partir de:

$$Q_B(\mathrm{TBq}) = \frac{1\times 10^{-12}}{\dot{e}_\beta}$$

donde $\dot{e}_\beta$ es el coeficiente de tasa de dosis efectiva en la piel para la emisión beta a una distancia de 1 m desde el material autoblindado ($\mathrm{Sv\cdot Bq^{-1}\cdot h^{-1}}$). Los coeficientes de dosis y de tasa de dosis pueden encontrarse en el cuadro II.2 del apéndice II.

I.26. En esta ecuación el valor C se fijó en 10^{-12} TBq/Bq.

I.27. El coeficiente de tasa de dosis se define como:

$$\dot{e}_\beta = \frac{1}{SF_{\beta_{max}}} J_{air} C$$

donde

$SF_{\beta max}$	es el factor de blindaje calculado a la energía máxima del espectro beta;
J_{air}	es la dosis a 1 m por desintegración ($\mathrm{MeV\cdot g^{-1}\cdot Bq^{-1}\cdot s^{-1}}$); y
C	es la constante de conversión numérica.

El factor J_{air} se calcula como:

$$J_{air} = \frac{n}{4\pi\rho r^2}\int_0^{E_{max}} N(E) j(r/r_E, E)(E/r_E)dE$$

donde

n	es el número de partículas beta emitidas por desintegración;
N(E)	es el número de electrones emitidos con una energía entre E y E + dE ($\mathrm{Bq^{-1}\cdot s^{-1}}$);
$j(r/r_E, E)$	es la distribución adimensional de dosis, que representa la fracción de energía emitida que se deposita en una superficie esférica de radio r/r_E; y
$r/r_E + d(r/r_E)$	tal como tabularon Cross y otros[I.14, I.15].

I.28. Se debería tener en cuenta que, aunque el límite de dosis para el cristalino es inferior al establecido para la piel (0,15 Sv frente a 0,5 Sv), las dosis recibidas en profundidad en los tejidos para los emisores beta y, en particular, la absorción a 300 mg/cm^2 de espesor de las células sensibles del epitelio cristalino, indican

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

que la dosis en piel es siempre limitante para las energías beta máximas de hasta aproximadamente 4 MeV [I.16 a I.18]. Por tanto, es innecesaria una consideración específica de la dosis en el cristalino del ojo.

I.29. Finalmente, cabría hacer mención al tratamiento de la radiación por aniquilación de positrones y de los electrones de conversión en el cálculo de los valores Q. Estos últimos son tratados como partículas beta monoenergéticas y ponderados según su rendimiento. En el caso de la radiación por aniquilación, esta no se ha incluido en la evaluación de la dosis beta en piel, ya que contribuye solo en un pequeño porcentaje a la dosis local en la capa basal. No obstante, los rayos gamma de 0,51 MeV se incluyen en la energía de los fotones por desintegración utilizada para el cálculo de Q_A, tal como se indicó anteriormente.

Q_c — Dosis interna por inhalación

I.30. El valor Q_C para un radionucleido transportado en forma no especial se determina considerando la dosis por inhalación que recibe una persona expuesta a la emisión de materiales radiactivos desde un bulto del Tipo A dañado tras un accidente. El cumplimiento de los límites de dosis que se han establecido anteriormente se aseguró restringiendo la incorporación de materiales radiactivos en las condiciones de accidente a los LAI recomendados por la CIPR [I.19]. El concepto de accidente “medio” utilizado en la edición de 1973 del Reglamento de Transporte no se ha vuelto a emplear, pues su definición entrañaba un razonamiento circular, es decir, que un accidente medio era aquel que conllevaba una liberación de 10^{-3} del contenido del bulto, aparejado a un modelo dosimétrico que daba por sentado que dicho accidente liberaba 10^{-3} del contenido del bulto y que 10^{-3} de esa liberación se incorporaba en una persona.

I.31. En el sistema Q se considera una variedad de situaciones de accidente, entre ellas la inicialmente propuesta para el cálculo del valor Q_C, que abarca accidentes tanto en el interior de recintos como al aire libre e incluye los posibles efectos de los incendios. En la edición de 1973 del Reglamento de Transporte se suponía que 10^{-3} del contenido del bulto podría liberarse como resultado de un accidente medio y que 10^{-3} de ese material podría pasar al interior del cuerpo de una persona afectada en el accidente. Esto da por resultado un factor neto de incorporación de 10^{-6} del contenido del bulto, que se ha seguido manteniendo en el sistema Q. Sin embargo, ahora se reconoce que esto representa un intervalo de posibles fracciones de liberación y factores de absorción y que es conveniente considerar los factores de incorporación en relación con esos dos parámetros de manera independiente.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

I.32. El intervalo de fracciones de liberación que se acepta actualmente en el sistema Q, a saber, de 10^{-3} a 10^{-2}, abarca el valor considerado en la edición de 1973 del Reglamento de Transporte y la propuesta inicial hecha en el sistema Q. Se supone tácitamente, como ya se hacía en la edición de 1985, que sería muy escasa la probabilidad de un 'gran accidente' que pudiera causar la liberación de gran parte del contenido del bulto. En gran medida este criterio lo ha corroborado el comportamiento de los bultos del Tipo A en las condiciones de accidente muy grave [I.20 a I.22].

I.33. En general, son escasos los datos sobre las fracciones de aerosoles respirables que se producen en las condiciones de accidente y solo se dispone de ellos para una variedad limitada de materiales. Por ejemplo, se han comunicado fracciones de aerosoles respirables de hasta aproximadamente el 1 % en el caso de especímenes de uranio y de plutonio que han soportado condiciones más rigurosas de oxidación en aire y en dióxido de carbono [I.23]. Sin embargo, por debajo de este nivel, las fracciones de aerosol mostraban amplias variaciones, que dependían de las temperaturas y las condiciones de flujo atmosférico existentes. En el caso de los líquidos, es evidente que es posible que se produzcan liberaciones con fracciones más altas, pero ha de tenerse en cuenta que, incluso tras un impacto grave o accidentes con choque, se mantendrían las barreras múltiples que suministran los materiales del bulto del Tipo A, como los absorbentes y los sistemas de doble contención [I.22]. De hecho, en un ejemplo que se cita sobre una fuente de I-131, que fue completamente aplastada en un accidente ocurrido en una autovía, se comprobó que tras la remoción de los restos del bulto quedó en la carretera menos del 2 % de su contenido [I.24].

I.34. En potencia, la condición de accidente más grave para la mayoría de los bultos del Tipo A sería la combinación de daños mecánicos graves con un fuego. Sin embargo, incluso en esta situación, los restos que quedaran del bulto podrían realizar una función importante de retención de los materiales radiactivos liberados, como parece haber sucedido en 1979 en el accidente de un avión DC8 en Atenas [I.21, I.22].

I.35. Con frecuencia en los incendios se producen partículas de materiales de tamaño relativamente grande, lo que tendería a minimizar la incorporación por inhalación, aunque al mismo tiempo crearía una superficie importante para la absorción de especies volátiles y, en especial, de líquidos vaporizados. Otro factor mitigador es el incremento de la dispersión local asociado a las corrientes convectivas de aire provocadas por el fuego, que tenderían a reducir también la incorporación por inhalación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

I.36. Teniendo en cuenta los aspectos aquí señalados, se estimó adecuada una fracción de liberación en el intervalo de 10^{-3} a 10^{-2} para la determinación de los límites del contenido de los bultos del Tipo A en el Reglamento de Transporte.

I.37. El intervalo de 10^{-4} a 10^{-3} de los factores de absorción que se utiliza ahora en el sistema Q se basa en la consideración de una variedad de posibles situaciones de accidente, tanto en interiores como al aire libre. En las propuestas originales del sistema Q se consideraba la exposición en un recinto de almacenamiento o en una zona de manipulación de carga de 300 m^3 de volumen, con cuatro renovaciones por hora del aire del recinto. Si se supone la tasa de respiración de 3,3 x 10^{-4} m^3/s correspondiente a un adulto, se obtiene un factor de absorción de aproximadamente 10^{-3} para un período de exposición de 30 min. Otra situación de accidente podría ser la que entrañara una exposición en un vehículo de transporte de 50 m^3 de volumen con diez renovaciones de aire por hora, como inicialmente se consideró en la edición de 1985 del Reglamento de Transporte para determinar el límite de fuga en un bulto del Tipo B(U) o del Tipo B(M) en condiciones de transporte normales. Si se utilizara un ritmo de respiración y un período de exposición como los usados anteriormente, ello daría por resultado un factor de absorción de 2,4 x 10^{-3}, del mismo orden que el valor obtenido para el caso anterior.

I.38. En los accidentes que suceden al aire libre, la suposición más conservadora para la dispersión atmosférica del material que se libera es que se trata de una fuente puntual a nivel del suelo. Existen factores de dilución tabulados para esa situación, considerando una distancia de 100 m en la dirección del viento, en el intervalo de 7 x 10^{-4} a 1,7 x 10^{-2} s/m^3 [I.25], que se corresponden con factores de absorción en el intervalo de 2,3 x 10^{-7} a 5,6 x 10^{-6} de la tasa de respiración citada anteriormente para un adulto. Estos valores son aplicables a liberaciones de corta duración y abarcan un espectro de condiciones meteorológicas que van desde muy inestables hasta muy estables; el valor correspondiente a las condiciones medias es de 3,3 x 10^{-7}, el cual se aproxima al valor inferior del intervalo antes indicado.

I.39. La extrapolación de los modelos empleados para evaluar los factores de dilución atmosférica utilizados aquí para distancias menores en la dirección del viento es poco fiable, aunque si se reduce la distancia de exposición en un orden de magnitud de hasta 10 m, se incrementarían los citados factores de absorción en un factor de casi 30. Esto indica que a distancias de unos pocos metros en la dirección del viento, los factores de absorción se aproximarían al intervalo usado en el sistema Q de 10^{-4} a 10^{-3}. Sin embargo, en estas circunstancias pueden intervenir otros factores que tenderían a reducir la incorporación

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de actividad y que incluso podrían llegar a ser dominantes. Anteriormente ya se han mencionado las turbulencias que se esperan en el caso de un incendio. Se pueden prever reducciones similares de las concentraciones en aire a causa de turbulencias originadas por el flujo de aire alrededor de un vehículo afectado en un accidente o por los efectos de edificios circundantes.

I.40. Así, en definitiva, parece que sería razonable considerar factores de absorción de 10^{-4} a 10^{-3} para determinar los límites de contenido de un bulto del Tipo A. En conjunto con las fracciones de liberación consideradas anteriormente, se utilizó el factor total de incorporación de 10^{-6}, como en la edición de 1985 del Reglamento de Transporte. No obstante, en el sistema Q ese valor representa una combinación de liberaciones en el intervalo típico de hasta 10^{-3} a 10^{-2} del contenido del bulto, en forma de aerosol respirable, junto con un factor de absorción de hasta 10^{-4} a 10^{-3} del material liberado. Esto, unido a los límites de dosis citados inicialmente, se traduce en la siguiente expresión para el límite del contenido derivado de la inhalación:

$$Q_c = \frac{D}{1 \times 10^{-6} DC_{inh}} \times C$$

donde

D	es la dosis de referencia de 0,05 Sv;
1×10^{-6}	es la fracción del contenido del bulto que se inhala;
DC_{inh}	es el coeficiente de dosis para la inhalación; y
C	es un factor de conversión que determina las unidades de Q_C.

Así, Q_C puede ser calculado como

$$Q_c(\text{TBq}) = \frac{5 \times 10^{-8}}{e_{inh}}$$

donde e_{inh} es el coeficiente de dosis efectiva para la inhalación del radionucleido (Sv/Bq). Los valores de e_{inh} se pueden encontrar en los cuadros II y III de las NBS [I.10]. Los coeficientes de dosis y de tasa de dosis pueden encontrarse en el cuadro II.2 del apéndice II.

I.41. En esta ecuación el valor de C se fijó en 10^{-12} TBq/Bq.

I.42. Los intervalos de liberación y absorción que se han considerado anteriormente vienen determinados, en parte, por la forma química de los materiales y el tamaño de las partículas del aerosol. La forma química tiene gran influencia en la dosis por unidad de incorporación. La fracción de incorporación

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

que se calculó antes es compatible con el valor utilizado en el anterior sistema Q. Para el cálculo de Q_C se ha tenido en cuenta la forma química más restrictiva y, cuando corresponde, se suponen los coeficientes de dosis efectiva correspondientes a un aerosol caracterizado por un AMAD de 1 µm [I.9, I.10]. Se ha mantenido el valor de 1 µm para el AMAD, que fue el que se utilizó en el anterior sistema Q, aunque para algunos radionucleidos hay otros valores de AMAD que pueden dar lugar a coeficientes de dosis más conservadores.

I.43. Para el uranio los valores Q_C se presentan en función de los tipos de absorción pulmonar (definidos anteriormente como clases de remoción pulmonar), que se asignan a las principales formas químicas del uranio. Esta evaluación más detallada de Q_C se realizó debido a la sensibilidad de la dosis por unidad de incorporación para cada tipo de absorción y al hecho de que normalmente en el transporte se conoce la forma química del uranio.

Q_D — dosis por contaminación en piel y por ingestión

I.44. El valor Q_D para emisores beta se determina considerando la dosis beta recibida en la piel por una persona contaminada con materiales radiactivos que no estaban en forma especial al manipular un bulto del Tipo A dañado. En el modelo propuesto en el sistema Q se supone que un 1 % del contenido del bulto se extiende uniformemente en una superficie de 1 m^2; se supone que la manipulación de los restos del bulto da lugar a la contaminación de las manos a un 10 % de ese nivel [I.26]. Además, se supone que la persona expuesta no lleva guantes, pero reconocería la posibilidad de contaminación o se lavaría las manos dentro de un período de cinco horas.

I.45. Si se consideran de forma independiente, estas suposiciones son algo arbitrarias, pero en su conjunto representan una base razonable para estimar el nivel de contaminación en piel que podría producirse en las condiciones de accidente. Es decir, 10^{-3} x Q_D/m^2, con un límite de tasa de dosis para la piel de 0,1 Sv/h, basado en un período de exposición de 5 h. En la edición de 1985 del Reglamento de Transporte la conversión a dosis se basó en la energía máxima de los espectros beta presentada en forma de histograma.

I.46. Ahora los valores Q_D se han calculado utilizando los espectros beta y las emisiones discretas de electrones para los radionucleidos tabuladas por la CIPR [I.11, I.12]. Los datos de emisión del nucleido de interés se usaron con los datos indicados por Cross y otros [I.27] para las tasas de dosis en piel debidas

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

a electrones monoenergéticos emitidos desde la superficie de la piel. Así, el valor Q_D viene determinado por:

$$Q_D = \frac{D}{10^{-3} \times DRC_{piel} \times t} \times C$$

donde

D	es la dosis de referencia de 0,5 Sv;
10^{-3}	es la fracción del contenido del bulto distribuida por unidad de superficie de piel (m^{-2});
DRC_{piel}	es el coeficiente de tasa de dosis para la contaminación en piel;
t	es el tiempo de exposición de $1{,}8 \times 10^4$ s (5 h); y
C	es un factor de conversión que determina las unidades para Q_D.

I.47. Así, Q_D puede determinarse a partir de:

$$Q_D\,(TBq) = \frac{2{,}8 \times 10^{-2}}{\dot{h}_{piel}}$$

donde $\dot{h}_{piel}$ es la tasa de dosis equivalente en piel por unidad de actividad por unidad de superficie de piel ($Sv \cdot s^{-1} \cdot TBq^{-1} \cdot m^2$). Los coeficientes de dosis y de tasa de dosis pueden encontrarse en el cuadro II.2 del apéndice II.

I.48. En esta ecuación el valor para C se fijó en 1.

I.49. Cabe señalar que para varios radionucleidos los valores Q_D son más restrictivos que los del anterior sistema Q. Estos valores más bajos de Q_D están asociados fundamentalmente a radionucleidos que emiten electrones por conversión interna.

I.50. Los modelos que se han utilizado para el cálculo de los valores Q_D también pueden usarse para estimar la posible absorción de materiales radiactivos por ingestión. Suponiendo que una persona pueda ingerir durante un período de 24 h toda la contaminación existente en 10^{-3} m^2 (10 cm^2) de piel [I.26], la incorporación resultante sería de 10^{-6} x Q_D frente a la de 10^{-6} x Q_C estimada anteriormente para la vía de inhalación. Dado que la dosis por unidad de incorporación por inhalación suele ser del mismo orden o mayor que la debida a la ingestión [I.9], la vía de exposición por inhalación será normalmente limitante para la contaminación interna a causa de los emisores beta considerados en el sistema Q. Cuando esto no sea aplicable, el resultado será $Q_D \ll Q_C$ casi sin

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

excepción y, en consecuencia, se hace innecesaria una consideración explícita de la vía de ingestión.

Q_E — Dosis por inmersión debida a isótopos gaseosos

I.51. El valor Q_E para los isótopos gaseosos, que no llegan a incorporase en el organismo, se determina considerando la dosis recibida por inmersión tras su liberación en un accidente cuando se transportan como materiales radiactivos en forma no especial, en estado comprimido o no. Se supone una liberación rápida del 100 % del contenido del bulto en un recinto de almacenamiento o de manipulación de carga con unas dimensiones de 3 m x 10 m x 10 m, cuyo aire se renueva cuatro veces en una hora. Esto se traduce en una concentración inicial en el aire de $Q_E/300$ m^{-3}, que disminuye exponencialmente con una constante de desintegración de 4 h^{-1} como resultado de la ventilación en el período de exposición ulterior de 30 min para dar lugar a una concentración media de 1,44 x 10^{-3} x Q_E (m^3). A lo largo del mismo período la concentración que origina los límites de dosis que se han citado al principio es 4000 x CDA (Bq/m^3), donde CDA es la concentración derivada en aire que recomienda la CIPR para una exposición ocupacional de 40 horas por semana y 50 semanas por año en un recinto de 500 m^3 [I.2]. El uso de esta magnitud de protección radiológica, CDA, ya no se considera apropiado, por lo que en los cálculos actuales se utiliza un coeficiente de dosis efectiva o un coeficiente de dosis en piel equivalente por inmersión en una nube semiinfinita, de conformidad con el *Federal Guidance Report Nº 12* de la USEPA [I.28], tal como se recoge en el cuadro I.1.

I.52. El valor Q_E es el menor de dos valores calculados utilizando un coeficiente de dosis efectiva y un coeficiente de dosis en piel equivalente. Q_E viene determinado por:

$$Q_E = \frac{D}{d_f \times DRC_{subm}} \times C$$

donde

D	es la dosis de referencia de 0,05 Sv para la dosis efectiva o de 0,5 Sv para la dosis equivalente en piel;
d_f	es la concentración en aire integrada en el tiempo;
DRC_{subm}	es el coeficiente de dosis efectiva o el coeficiente de dosis en piel por inmersión equivalente en $Sv \cdot Bq^{-1} \cdot s^{-1} \cdot m^3$; y
C	es un factor de conversión que determina las unidades para Q_E.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.1. COEFICIENTES DE DOSIS POR INMERSIÓN

Coeficientes de dosis h_{sub} por inmersión ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot s^{-1} \cdot m^3$)					
Nucleido	$h_{E,subm}$ (dosis efectiva)	$H_{piel,subm}$ (dosis equivalente en piel)	Nucleido	$h_{E,subm}$ (dosis efectiva)	$H_{piel,subm}$ (dosis equivalente en piel)
Ar-37	0	0	Xe-122	$2{,}19 \times 10^{-15}$	$3{,}36 \times 10^{-15}$
Ar-39	$1{,}15 \times 10^{-16}$	$1{,}07 \times 10^{-14}$	Xe-123	$2{,}82 \times 10^{-14}$	$4{,}52 \times 10^{-14}$
Ar-41	$6{,}14 \times 10^{-14}$	$1{,}01 \times 10^{-13}$	Xe-127	$1{,}12 \times 10^{-14}$	$1{,}57 \times 10^{-14}$
Ar-42	Sin valor	Sin valor	Xe-131m	$3{,}49 \times 10^{-16}$	$4{,}82 \times 10^{-15}$
Kr-81	$2{,}44 \times 10^{-16}$	$4{,}04 \times 10^{-16}$	Xe-133	$1{,}33 \times 10^{-15}$	$4{,}97 \times 10^{-15}$
Kr-85	$2{,}40 \times 10^{-16}$	$1{,}32 \times 10^{-14}$	Xe-135	$1{,}10 \times 10^{-14}$	$3{,}12 \times 10^{-14}$
Kr-85m	$6{,}87 \times 10^{-15}$	$2{,}24 \times 10^{-14}$	Rn-218	$3{,}40 \times 10^{-17}$	$4{,}30 \times 10^{-17}$
Kr-87	$3{,}97 \times 10^{-14}$	$1{,}37 \times 10^{-13}$	Rn-219	$2{,}46 \times 10^{-15}$	$3{,}38 \times 10^{-15}$
			Rn-220	$1{,}72 \times 10^{-17}$	$2{,}20 \times 10^{-17}$
			Rn-222	$1{,}77 \times 10^{-17}$	$2{,}28 \times 10^{-17}$

En esta ecuación, el valor para d_f se fijó en 2,6 $Bq \cdot s \cdot m^{-3}$ por Bq liberado con respecto a una habitación definida, y C se fijó en 10^{-12} TBq/Bq.

I.53. Así, Q_E puede calcularse a partir de lo siguiente.

Para la dosis efectiva:

$$Q_E(TBq) = \frac{1{,}9 \times 10^{-14}}{h_{E,\,subm}}$$

donde $h_{E,subm}$ es el coeficiente de dosis efectiva por inmersión en $Sv \cdot Bq^{-1} \cdot s^{-1} \cdot m^3$.

Para la dosis equivalente en piel:

$$Q_E(TBq) = \frac{1{,}9 \times 10^{-13}}{h_{piel,\,subm}}$$

donde $h_{piel,subm}$ es el coeficiente de dosis en piel equivalente por inmersión en $Sv \cdot Bq^{-1} \cdot s^{-1} \cdot m^3$.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CRITERIOS ESPECIALES

I.54. Los modelos dosimétricos descritos en los apartados anteriores se aplican a la amplia mayoría de radionucleidos de interés y pueden utilizarse para el cálculo de los valores Q y los correspondientes valores A_1 y A_2. Sin embargo, en un número limitado de casos los modelos son inapropiados o requieren modificación. En esta sección se examinan los criterios especiales aplicables en esas circunstancias.

Consideración de radionucleidos predecesores y descendientes

I.55. En el anterior sistema Q se suponía un período máximo de transporte de 50 d, por lo que se daba por sentado que los productos radiactivos de la desintegración que tuvieran períodos de semidesintegración inferiores a 10 días se encontraban en equilibrio con sus predecesores de período más largo. En tales casos los valores Q se calculaban para los predecesores y sus descendientes y el valor limitante era el utilizado para determinar el A_1 y el A_2 del predecesor. Para las situaciones en que un radionucleido tiene un período de semidesintegración superior a 10 d o mayor que el del nucleido predecesor, el descendiente junto con el predecesor eran considerados como una mezcla.

I.56. Se mantiene el criterio del período de semidesintegración de 10 d. Se supone que los radionucleidos descendientes con períodos de semidesintegración inferiores a 10 d están en equilibrio secular con los predecesores de período más largo; sin embargo, la contribución del descendiente a cada valor Q se suma a la del predecesor. Esto permite contabilizar los descendientes con una fracción de generación menor de uno; por ejemplo, el Ba-137m se genera en un 0,946 de las desintegraciones de su predecesor el Cs-137. Si el período de semidesintegración del predecesor es menor de 10 d y el del descendiente mayor de 10 d, el remitente utilizará la regla de la mezcla. Por ejemplo, un bulto que contiene Ca-47 (4,53 d) se ha evaluado con su descendiente Sc-47 (3,351 d) en equilibrio transitorio con su predecesor. Un bulto que contenga Ge-77 (11,3 h) será evaluado por el remitente como una mezcla de Ge-77 y de su descendiente As-77 (38,8 h).

I.57. En algunas ocasiones un descendiente de período largo se produce mediante la desintegración de un predecesor de período corto. En tales casos no se puede valorar la contribución del descendiente a la exposición sin conocer la duración del transporte y la acumulación de los nucleidos descendientes. Se precisa determinar la duración del transporte y la acumulación de los nucleidos descendientes en el bulto y establecer los valores A_1/A_2 usando la regla de la mezcla. Un ejemplo sería el Te-131m (30 h), que se desintegra en Te-131 (25 min)

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

y este a su vez en I-131 (8,04 d). El remitente debería aplicar la regla de la mezcla a este bulto con la actividad derivada de I-131, tomando como base la duración del transporte y la acumulación de los nucleidos descendientes. Cabe señalar que el anterior tratamiento de las cadenas de desintegración difiere en algunos casos del cuadro I de la adenda I de las NBS de 1996. En ese cuadro se supone que existe equilibrio secular en todas las cadenas.

Emisores alfa

I.58. En general, en el caso de los emisores alfa no es apropiado calcular los valores Q_A y Q_B para los materiales en forma especial debido a que tienen emisiones beta y gamma relativamente débiles. En la edición de 1973 del Reglamento de Transporte se introdujo un límite arbitrario más alto de 10^3 A_2, para las fuentes alfa en forma especial. No hay una justificación dosimétrica para este procedimiento, por lo que considerando esto y el historial satisfactorio del transporte de materiales radiactivos en forma especial y la disminución de muchos valores Q_C para los emisores alfa derivada de las últimas recomendaciones de la CIPR [I.8], se incrementó en diez veces el factor arbitrario de 10^3 citado anteriormente. En consecuencia, se define un valor Q adicional, $Q_F = 10^4 \times Q_C$, para los emisores alfa en forma especial que, cuando procede, se recoge en el cuadro de valores Q, dentro de la columna encabezada por Q_A.

I.59. Un radionucleido se define como emisor alfa si emite partículas alfa en más de 10^{-3} de sus desintegraciones o si se desintegra como emisor alfa. Por ejemplo, el Np-235, que se desintegra por emisión alfa en $1{,}4 \times 10^{-5}$ de sus desintegraciones, no es un emisor alfa a los fines del análisis de los materiales en forma especial. Por otra parte, el Pb-212 sí es un emisor alfa, ya que su descendiente, el Bi-212, sufre desintegración alfa. En conjunto, los límites para los emisores alfa en forma especial han aumentado al incrementarse los valores Q_C.

I.60. Por último, en cuanto a la ingestión de los emisores alfa, se aplican argumentos análogos a los expuestos para los emisores beta en el examen relativo a Q_D y la inhalación más que la ingestión es siempre la vía de exposición más restrictiva; de ahí que no se tenga en cuenta explícitamente esta última.

Emisores de neutrones

I.61. En el caso de los emisores de neutrones, inicialmente se señaló en el sistema Q que no se conocían situaciones con fuentes (α,n) o (γ,n) o el emisor espontáneo de neutrones Cf-252 para las que las dosis por neutrones contribuyeran notablemente a las vías de exposición externa o interna consideradas

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

anteriormente [I.4]. Sin embargo, no pueden despreciarse las dosis por neutrones debidas a las fuentes de Cf-252. Los datos suministrados en la Publicación Nº 21 de la CIPR [I.29] para emisiones de neutrones y gamma indican una tasa de dosis de 25,4 Sv/h a 1 m de una fuente de Cf-252 de 1 g. Combinando ese dato con el límite de la tasa de dosis de 0,1 Sv/h a la distancia citada anteriormente, se obtiene un valor Q_A de 0,095 TBq para el Cf-252. El incremento en un factor de cerca de 2 en el factor de ponderación recomendado para los neutrones por la CIPR [I.8] lleva al actual valor Q_A de 4,7 x 10^{-2} TBq que se empleó para determinar el valor de A_1 en la edición de 1996 del Reglamento de Transporte. Esto es más restrictivo que el valor Q_F de 28 TBq obtenido de la expresión revisada para los emisores alfa en forma especial. El componente neutrónico domina la dosis externa debida a una fuente de Cf-252 y se aplican criterios similares para las otras dos posibles fuentes de fisión espontánea, el Cm-248 y el Cf-254. Para estos radionucleidos, los valores Q_A se calcularon suponiendo los mismos factores de conversión de tasa de dosis por unidad de actividad que para el Cf-252 antes citado, teniendo en cuenta sus respectivas tasas de emisión de neutrones con relación a la de esta fuente. El valor A_1 de Cf-252 se actualizó, según indican Eckerman y otros [I.30], de conformidad con recomendaciones posteriores de la CIPR [I.31], y este valor modificado se utilizó en la edición de 1996 (enmendada) y en ediciones posteriores del Reglamento de Transporte.

Bremsstrahlung (radiación de frenado)

I.62. Los valores A_1 y A_2 tabulados en la edición de 1973 del Reglamento de Transporte estaban sujetos a un límite umbral superior de 1000 Ci a fin de proteger contra los posibles efectos de la *bremsstrahlung*. En el sistema Q este umbral se mantuvo en 40 TBq. Se reconoce que se trata de un corte arbitrario, que no está asociado específicamente con la radiación *bremsstrahlung* ni con ningún otro aspecto dosimétrico. Este límite se mantiene inalterable.

I.63. Una evaluación preliminar de la *bremsstrahlung*, coherente de alguna manera con las hipótesis de Q_A y Q_B, indica que el valor de 40 TBq es razonable. Sin embargo, la consideración explícita de la *bremsstrahlung* en el sistema Q podría limitar A_1 y A_2 para algunos radionucleidos a unos 20 TBq, es decir, un factor dos veces inferior. Este análisis apoya el uso de un límite umbral arbitrario.

Tritio y sus compuestos

I.64. Durante el desarrollo del sistema Q se consideró que los líquidos que contuvieran tritio deberían ser considerados aparte. El modelo que se utilizó

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

fue el derrame de una gran cantidad de agua tritiada en una zona confinada, seguido de un incendio. Como resultado de estas hipótesis el valor A_2 para los líquidos tritiados se estableció en 40 TBq en la edición de 1985 del Reglamento de Transporte, con la condición adicional de que la concentración debería ser inferior a 1 TBq/L. Para la edición de 1996 no se estimó necesario introducir ningún cambio.

Radón y su progenie

I.65. Como se indicó anteriormente, el cálculo de Q_E se aplica a los gases nobles que no se incorporan al organismo y cuya descendencia es un nucleido estable u otro gas noble. En algunos casos esta condición no se cumple plenamente y hay que considerar vías de exposición distintas de la inmersión en una nube radiactiva [I.32]. En el contexto del Reglamento de Transporte, el Rn-222 es el único caso de importancia práctica en que la dosis al pulmón asociada a la inhalación de los descendientes de período corto del radón ha sido especialmente considerada por la CIPR [I.33].

I.66. El valor correspondiente a Q_C se calculó en la edición de 1985 del Reglamento de Transporte como 3,6 TBq. Sin embargo, si se considera un 100 % de liberación de radón, en lugar de la liberación de una fracción de aerosol de 10^{-3} a 10^{-2} incorporada en el modelo de Q_C, se reducirá Q_C a un valor en el intervalo de $3{,}6 \times 10^{-3}$ a $3{,}6 \times 10^{-2}$ TBq. Además, al considerar el Rn-222 y sus descendientes como un gas noble, se obtuvo un valor Q_E de $4{,}2 \times 10^{-3}$ TBq, que se aproxima al valor más bajo del intervalo de valor Q_C, límite citado para el Rn-222 en el cuadro de valores Q de los materiales radiactivos en forma no especial transportados en bultos del Tipo A. La dosimetría del radón está en desarrollo y estos valores se podrán revisar en el futuro.

I.67. Lo anterior excluye el criterio de la toxicidad química, respecto de la cual la CIPR recomendó un límite de absorción diario de 2,5 mg [I.34].

APLICACIONES

Materiales de baja actividad específica con valores A_1 y A_2 'sin límite'

I.68. En la edición de 1973 del Reglamento de Transporte se reconoció una categoría de materiales cuyas actividades específicas son tan bajas que es inconcebible que ocurra una incorporación que provoque un daño radiológico significativo, a saber, los materiales de baja actividad específica (BAE). Estos

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

materiales se definieron en función de un modelo en que se suponía que era muy improbable que una persona permaneciera en una atmósfera polvorienta el tiempo suficiente para inhalar más de 10 mg de material. En estas condiciones, si la actividad específica del material es tal que la masa inhalada es equivalente a la actividad que se supone que inhala una persona afectada en un accidente con un bulto del Tipo A, es decir, 10^{-6} A_2, entonces ese material no debería plantear mayor riesgo durante el transporte que las cantidades de materiales radiactivos que se transportan en bultos del Tipo A. Este modelo hipotético se mantiene en el sistema Q y se traduce en un límite de referencia para materiales BAE de 10^{-4} x Q_C/g. De manera que para los radionucleidos que tienen una actividad específica inferior a ese valor, los valores Q se tabulan como 'sin límite'. En los casos en que se satisface este criterio, la dosis efectiva asociada con una incorporación de 10 mg del nucleido es menor que el criterio de dosis de 50 mSv. El uranio y el torio naturales, el uranio empobrecido y otros materiales como U-238, Th-232 y U-235, satisfacen el criterio anterior sobre los BAE. Los cálculos utilizados para determinar los coeficientes de dosis recogidos en las NBS de 1996 [I.10] y definidos por la CIPR [I.9] indican que el uranio no irradiado enriquecido a < 20 % también satisface el mismo criterio sobre la base de las composiciones isotópicas definidas en la norma ASTM C996-90 [I.34]. Los valores A_1 y A_2 para el uranio irradiado reprocesado deberían calcularse aplicando la ecuación de las mezclas, considerando los radionucleidos del uranio y los productos de fisión.

I.69. Lo expuesto anteriormente excluye la toxicidad química, para la cual la CIPR [I.34] recomendó un límite de incorporación diaria de 2,5 mg.

I.70. Otro criterio aplicable a los materiales BAE en el contexto del modelo de contaminación de la piel que se usó para el cálculo de Q_D es la masa de material que puede quedar retenida en la piel durante un período considerable. En la reunión del Grupo de Trabajo Especial la opinión de consenso fue que normalmente entre 1 y 10 mg/cm^2 de la suciedad presente en las manos sería fácilmente discernible y se eliminaría rápidamente por frotamiento o lavado, independientemente de la posible actividad. Se estuvo de acuerdo en que el valor superior de ese intervalo era adecuado como umbral para la masa de material que se retiene en la piel y, conjuntamente con el modelo de contaminación en la piel para Q_D analizado anteriormente, da por resultado un límite de 10^{-5} x Q_D/g para materiales BAE. Sobre esta base, los valores Q_D para los radionucleidos a los que se aplica este criterio se recogen también como "sin límite" en el cuadro de valores Q.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Tasas de liberación para el transporte en condiciones normales

I.71. En la edición de 1973 del Reglamento de Transporte, para determinar la tasa de liberación máxima permitida para bultos del Tipo B(U) o del Tipo B(M) en condiciones de transporte normales se consideró como situación más adversa la de un trabajador que durante el 20 % de su jornada laboral se encontrara en un vehículo cerrado de 50 m^3 de volumen, con 10 renovaciones de aire por hora. Se consideró que el vehículo contenía un bulto del Tipo B(U) o del Tipo B(M) que perdía actividad con una tasa de r (Bq/h) y de manera conservadora se supuso que la consiguiente concentración de actividad en el aire estaba siempre en equilibrio. Con estas hipótesis la incorporación anual de actividad por inhalación, I_a, para una persona que trabajara durante 2000 h al año, con un ritmo de respiración medio de 1,25 m^3/h se evaluó de la manera siguiente:

$$I_a = \frac{r}{50 \times 10} \times 1{,}25 \times 2000 \times 0{,}2$$

o

$$I_a = r$$

I.72. Por tanto, la actividad máxima de incorporación en un año es igual a la actividad liberada en una hora. Esta incorporación se equiparó con el valor histórico de la máxima dosis trimestral admisible para la exposición ocupacional (30 mSv para el cuerpo entero, las gónadas y la médula ósea; 150 mSv para la piel, el tiroides y el hueso y 80 mSv para otros órganos por separado) lo que a partir del cálculo de A_2 se correspondía con una incorporación de $A_2 \times 10^{-6}$. Por tanto, $r \leq A_2 \times 10^{-6}$ en una hora.

I.73. Esta deducción supone que todo el material que se libera pasa a estar en suspensión en el aire y puede ser inhalado, lo que puede ser una sobreestimación importante para muchos materiales. También se supone que ha habido en todo momento condiciones de equilibrio. Estos factores, junto con el principio de que las liberaciones desde los bultos del Tipo B(U) o del Tipo B(M) deberían reducirse al mínimo, indicaban que la exposición de los trabajadores del transporte sería solo una pequeña fracción de los límites definidos por la CIPR para los trabajadores expuestos [1.5]. Además, se consideró adecuado este nivel de conservadurismo a fin de tener en cuenta la situación improbable de que varios bultos presentaran fugas en el mismo vehículo.

I.74. En la edición de 1985 del Reglamento de Transporte permanecieron sin cambios las tasas máximas de liberación permitidas para bultos del Tipo B(U)

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

o del Tipo B(M), en condiciones de transporte normales, aunque se actualizaron algunos de los parámetros utilizados en la anterior deducción. En particular, en las recomendaciones de la CIPR en vigor en ese momento [I.16.] se habían sustituido los primeros límites trimestrales antes citados por los límites de dosis anual o de incorporación para trabajadores expuestos. Esta variación se incorporó al método mejorado, conocido como el sistema Q, para evaluar los límites de contenido A_1 y A_2 en un bulto del Tipo A.

I.75. El criterio de dosis de 50 mSv aplicado en el sistema Q es tal que, en virtud de las NBS, el sistema se enmarca en el campo de las exposiciones potenciales. Para determinar los límites de liberación ordinarios admisibles para los bultos del Tipo B(U) o del Tipo B(M), es preciso considerar los límites de dosis establecidos últimamente para los trabajadores de 20 mSv en un año, promediados en 5 años [I.8]. En los modelos anteriores se suponía un modo de exposición extremadamente pesimista de 2000 h por año. Si se mantiene ese valor junto con la exposición dentro de una habitación de 30 m x 10 m x 10 m, con cuatro renovaciones del aire en una hora y un ritmo de respiración de una persona adulta de 1,25 m^3/h, la tasa de liberación admisible, r, para una dosis efectiva de 20 mSv puede calcularse como sigue:

$$r = \frac{20 \times 10^{-6} A_2}{50} \times \frac{3000 \times 4}{2000 \times 1{,}25} \text{ por hora}$$

$$r = 1{,}9 \times 10^{-6} A_2 \text{ por hora}$$

I.76. El tamaño de la habitación supuesto es más grande que el considerado para una liberación repentina en el sistema Q. Sin embargo, el tiempo de exposición supuesto es muy pesimista. Una exposición de 200 h en un espacio mucho más pequeño de 300 m^3 daría lugar exactamente a la misma dosis efectiva pronosticada. En el caso de una exposición incidental de personas que estuvieran al aire libre en las proximidades de un bulto del Tipo B(U) o del Tipo B(M) que presente fugas, la dosis máxima por inhalación sería mucho más baja.

I.77. En consecuencia, se ha mantenido el actual límite de $10^{-6} A_2$ en una hora, que se ha comprobado que es un límite conservador. La experiencia demuestra que es raro que, en el transporte rutinario, los bultos presenten fugas a tasas próximas al límite admisible. En efecto, en el caso de bultos que lleven líquidos, esas fugas supondrían una contaminación superficial muy grave cerca de los sistemas de sellado, lo que se detectaría con facilidad mediante cualquier inspección radiológica que se hiciera en tránsito o al recibo del bulto por el destinatario.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Tasas de liberación en condiciones de accidente

I.78. Es improbable que en un espacio cerrado ocurran accidentes de la gravedad que simulan los ensayos especificados en el Reglamento de Transporte para los bultos del Tipo B; ahora bien, si se produjeran, la situación resultante sería tal que exigiría la inmediata evacuación de todas las personas situadas en las proximidades [I.2]. Por ello, el supuesto de exposición de interés en este contexto es el que representa un accidente que ocurre al aire libre. En esta situación, las repercusiones radiológicas de la máxima liberación admisible de A_2 en un período de una semana procedente de un bulto del Tipo B(U) o del Tipo B(M) pueden expresarse como un límite de dosis equivalente, considerando la exposición de una persona que permanezca continuamente en la dirección del viento con respecto al bulto deteriorado durante el período de liberación [I.36].

I.79. Es improbable que en la práctica una liberación accidental persista durante el período completo de una semana. En la mayoría de las situaciones el personal de los servicios de emergencia acudiría a la escena del accidente y adoptaría medidas correctoras eficaces para limitar la liberación de actividad en el plazo de pocas horas. Sobre esta base, las personas expuestas, situadas a una distancia de 50 a 200 m en la dirección del viento respecto de un bulto del Tipo B(U) o del Tipo B(M) deteriorado, en condiciones atmosféricas medias, recibirían por inhalación una dosis efectiva máxima de 1 a 10 mSv, que se incrementaría en un factor de 5 aproximadamente en el caso, generalmente menos probable, de condiciones meteorológicas continuamente estables (véase, por ejemplo, la figura 3 de la referencia [I.37]). Los efectos de las estructuras de contención locales y de las turbulencias atmosféricas cerca de la fuente radiactiva, y los posibles efectos del ascenso del penacho si se produce un incendio, tenderán a minimizar la variación espacial de las dosis a partir de algunas decenas de metros de la fuente hacia el extremo inferior de los intervalos de dosis antes citados. Se considera justificado no tener en cuenta posibles dosis a las personas situadas a algunas decenas de metros de la fuente debido en parte a la hipótesis conservadora de una exposición continua en la dirección del viento a partir de la fuente durante todo el período de liberación y, en parte, por el hecho de que el personal de los servicios de emergencia situado en esta zona debería trabajar bajo supervisión y control radiológicos.

Disposición especial relativa al Kr-85

I.80. La disposición especial relativa al Kr-85 que se estableció en la edición de 1973 del Reglamento de Transporte y que se mantuvo en la de 1985, obedece a la consideración de las consecuencias dosimétricas de una liberación

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de este radionucleido. La liberación admisible de 10 A_2 se dedujo inicialmente a base de una comparación entre la posible dosis de radiación al cuerpo entero o a cualquier órgano crítico de las personas expuestas en un radio de 20 m de la fuente de Kr-85 y otros radionucleidos no gaseosos. En particular, se observó que el modelo basado en la vía de inhalación que se utilizó en aquel momento en la deducción de los valores A_2 era inapropiado para un gas noble que no se incorpora significativamente en los tejidos del cuerpo. Esta crítica siguió siendo válida en la edición de 1996 del Reglamento de Transporte, en la que según el sistema Q el valor A_2 para el Kr-85 es igual al valor Q_E para la dosis de inmersión en la piel de personas expuestas producida en locales interiores tras una rápida liberación del contenido de un bulto del Tipo A en un accidente. En realidad, puede demostrarse que incluso la liberación admisible de 10 A_2 para el Kr-85 es sumamente conservadora en comparación con el valor A_2 equivalente para otros radionucleidos no gaseosos. Para una liberación de A_2 con un factor de dilución d_f, la dosis efectiva máxima resultante por inhalación D_{inh} viene determinada por:

$$D_{inh} = A_2 \times d_f \times 3{,}3 \times 10^{-4} \times \frac{50}{A_2 \times 10^{-6}} \text{ (mSv)}$$

donde 3,3 x 10^{-4} es la tasa media de respiración de un adulto expresada en m^3/s; la incorporación de 10^{-6} A_2 equivale a una dosis de 50 mSv. Sobre la misma base, una liberación de 10 A_2 de Kr-85 (100 TBq) da como resultado una dosis por inmersión de:

$$D_{subm} = 100 \times d_f \times 2{,}4 \times 10^{-1} \text{ (mSv)}$$

donde 2,4 x 10^{-1} es el coeficiente de dosis por inmersión en $mSv \cdot m^3 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$.

De las expresiones anteriores se deduce que D_{inh}/D_{subm} es aproximadamente 680. De este modo se comprueba que el límite de liberación de actividad de un bulto del Tipo B(U) o del Tipo B(M) para el Kr-85 es conservador en más de dos órdenes de magnitud con respecto a otros radionucleidos no gaseosos.

I.81. En 2009 un grupo de expertos examinó la validez del factor de 10 para las tasas de liberación de actividad del Kr-85 en comparación con otros radionucleidos. En relación con las condiciones de transporte normales, se formuló la siguiente hipótesis con respecto a la dosis por inmersión debida a la liberación de actividad del Kr-85 desde un bulto del Tipo B(U) o del Tipo B(M).

Se consideran los mismos parámetros ambientales que los citados en el párrafo I.76: una habitación con un volumen de 300 m^3, una tasa de renovación

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

del aire de 4 h^{-1}, un tiempo de exposición de 200 h y un coeficiente de dosis por inmersión en la piel de $1{,}32 \times 10^{-14}$ $Sv \cdot s^{-1}/(Bq \cdot m^{-3})$.

Con una tasa de liberación uniforme (RR en Bq/h), la concentración media de Kr-85 es la siguiente:

$$\text{concentración } (Bq/m^3) = RR/300/4 = 8{,}3 \times 10^{-4} \times RR$$

y la dosis en piel durante 200 h es:

$$\begin{aligned} D\ (Sv) = {} & \text{concentración } (Bq/m^3) \\ & \times \text{ coeficiente de dosis equivalente en piel } (Sv \cdot m^3/(Bq \cdot s)) \\ & \times \text{ exposición } (s) = 8{,}33 \times 10^{-4} \times RR \times 1{,}32 \times 10^{-14} \times 200 \times 3600 \\ & = 7{,}92 \times 10^{-12} \times RR \end{aligned}$$

Para que no se supere el límite anual de dosis equivalente en piel de 0,05 Sv para el público, la RR debería limitarse a:

$$RR\ (Bq/h) = 0{,}05/(7{,}92 \times 10^{-12}) = 6{,}3 \times 10^{9}\ Bq/h = 6{,}3 \times 10^{-4}\ A_2/h$$

Este valor es 63 veces mayor que el criterio de reglamentación actual de 10×10^{-6} A_2/h para el Kr-85, que es, por tanto, conservador.

En lo referente a las condiciones de accidente de transporte, se formuló la siguiente hipótesis con respecto a la dosis por inmersión debida a la liberación de actividad del Kr-85 desde un bulto del Tipo B:

En primer lugar, se consideran los mismos parámetros ambientales que los citados en el párrafo I.79: una distancia del bulto de 100 m, un factor de dilución de 8×10^{-3} s/m^3 y un coeficiente de dosis equivalente en piel de $1{,}32 \times 10^{-14}$ $Sv \cdot m^3/(Bq \cdot s)$; para una liberación instantánea de 10 A_2 (10^{14} Bq).

La dosis equivalente en piel es la siguiente:

$$\begin{aligned} D\ (Sv) = {} & \text{actividad } (Bq) \times \text{factor de dilución } (s/m^3) \\ & \times \text{ coeficiente de dosis equivalente en piel } (Sv \cdot m^3/(Bq \cdot s)) \\ & = 10^{14} \times 8 \times 10^{-3} \times 1{,}32 \times 10^{-14} = 10{,}6 \text{ mSv.} \end{aligned}$$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Este valor está por debajo de los criterios formulados para la dosis equivalente o la dosis equivalente comprometida recibida por distintos órganos en condiciones de accidente, como se indica en el párrafo I.9 b), y por debajo del límite anual de dosis equivalente en piel de 500 mSv.

En segundo lugar, se ha considerado una distancia del bulto de 15 m; esta distancia implica un factor de dilución de 17. La dosis equivalente en piel pasa a ser de 180 mSv. Este valor todavía está por debajo del límite de dosis equivalente en piel de 500 mSv para distintos órganos en condiciones de accidente.

Seguidamente se llega a la conclusión de que el actual criterio de reglamentación de 10 A_2/semana no daría lugar a que se excediera el límite de dosis en la piel.

TABULACIÓN DE LOS VALORES Q

I.82. En el cuadro I.2 se recoge una lista completa de valores Q calculados en función de los modelos que se han descrito en las secciones anteriores. También se incluyen los valores correspondientes de límites de contenido A_1 y A_2 de los bultos del Tipo A para materiales radiactivos en forma especial y en forma no especial, respectivamente. Los valores Q que figuran en el cuadro I.2 se han redondeado a dos cifras significativas y los valores A_1 y A_2 a una cifra significativa; en estos últimos se ha aplicado también el umbral arbitrario de 40 TBq.

I.83. En general, los nuevos valores están dentro de un factor de 3 aproximadamente con respecto a los anteriores; hay algunos radionucleidos en que los nuevos valores A_1 y A_2 están fuera de este intervalo. Algunas decenas de radionucleidos tienen los nuevos valores A_1 mayores que los anteriores en factores que fluctúan entre 10 y 100. Ello se debe fundamentalmente a las mejoras de los modelos de emisores beta. No hay nuevos valores A_1 o A_2 que sean más bajos que los anteriores en un factor superior a 10. Algunos radionucleidos que se habían tabulado anteriormente ahora se excluyen, pero se han incluido otros isómeros, a saber, el Eu-150 y el Np-236.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))*

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Ac-225		$4{,}9 \times 10^{+00}$	$8{,}5 \times 10^{-01}$	$6{,}3 \times 10^{-03}$	$3{,}0 \times 10^{-01}$	8×10^{-01}	6×10^{-03}
Ac-227	a	$9{,}3 \times 10^{-01}$	$1{,}3 \times 10^{+02}$	$9{,}3 \times 10^{-05}$	$3{,}7 \times 10^{+01}$	9×10^{-01}	9×10^{-05}
Ac-228		$1{,}2 \times 10^{+00}$	$5{,}6 \times 10^{-01}$	$2{,}0 \times 10^{+00}$	$5{,}2 \times 10^{-01}$	6×10^{-01}	5×10^{-01}
Ag-105		$2{,}0 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}3 \times 10^{+01}$	$2{,}5 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Ag-108m		$6{,}5 \times 10^{-01}$	$5{,}9 \times 10^{+00}$	$1{,}4 \times 10^{+00}$	$6{,}0 \times 10^{+00}$	7×10^{-01}	7×10^{-01}
Ag-110m		$4{,}2 \times 10^{-01}$	$1{,}9 \times 10^{+01}$	$4{,}2 \times 10^{+00}$	$2{,}1 \times 10^{+00}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Ag-111		$4{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}9 \times 10^{+00}$	$2{,}9 \times 10^{+01}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
A-l26		$4{,}3 \times 10^{-01}$	$1{,}4 \times 10^{-01}$	$2{,}8 \times 10^{+00}$	$7{,}1 \times 10^{-01}$	1×10^{-01}	1×10^{-01}
Am-241	a	$1{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}3 \times 10^{-03}$	$3{,}8 \times 10^{+02}$	$1 \times 10^{+01}$	1×10^{-03}
Am-242m	a	$1{,}4 \times 10^{+01}$	$5{,}0 \times 10^{+01}$	$1{,}4 \times 10^{-03}$	$8{,}4 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+01}$	1×10^{-03}
Am-243		$5{,}0 \times 10^{+00}$	$2{,}6 \times 10^{+02}$	$1{,}3 \times 10^{-03}$	$4{,}1 \times 10^{-01}$	$5 \times 10^{+00}$	1×10^{-03}
Ar-37		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$
Ar-39		—	$7{,}3 \times 10^{+01}$	—	$1{,}8 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+01}$
Ar-41		$8{,}8 \times 10^{-01}$	$3{,}1 \times 10^{-01}$	—	$3{,}1 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
As-72		$6{,}1 \times 10^{-01}$	$2{,}8 \times 10^{-01}$	$5{,}4 \times 10^{+01}$	$6{,}5 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
As-73		$9{,}5 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}4 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$
As-74		$1{,}4 \times 10^{+00}$	$1{,}7 \times 10^{+00}$	$2{,}4 \times 10^{+01}$	$9{,}4 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+00}$	9×10^{-01}
As-76		$2{,}5 \times 10^{+00}$	$2{,}5 \times 10^{-01}$	$6{,}8 \times 10^{+01}$	$5{,}9 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
As-77		$1{,}3 \times 10^{+02}$	$1{,}8 \times 10^{+01}$	$1{,}3 \times 10^{+02}$	$6{,}5 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+01}$	7×10^{-01}
At-211		$2{,}5 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}1 \times 10^{-01}$	$4{,}4 \times 10^{+02}$	$2 \times 10^{+01}$	5×10^{-01}
Au-193		$7{,}0 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4{,}2 \times 10^{+02}$	$1{,}8 \times 10^{+00}$	$7 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Au-194		$1{,}1 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}0 \times 10^{+02}$	$6{,}1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Au-195		$1{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}1 \times 10^{+01}$	$5{,}5 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+01}$	$6 \times 10^{+00}$
Au-198		$2{,}6 \times 10^{+00}$	$1{,}1 \times 10^{+00}$	$6{,}0 \times 10^{+01}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Au-199		$1{,}4 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}7 \times 10^{+01}$	$6{,}4 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+01}$	6×10^{-01}
Ba-131		$1{,}6 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}9 \times 10^{+02}$	$2{,}2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Ba-133		$2{,}6 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
Ba-133m		$1{,}5 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}6 \times 10^{+02}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+01}$	6×10^{-01}
Ba-140		$6{,}3 \times 10^{-01}$	$4{,}5 \times 10^{-01}$	$2{,}4 \times 10^{+01}$	$3{,}1 \times 10^{-01}$	5×10^{-01}	3×10^{-01}
Be-7		$2{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$9{,}4 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+01}$
Be-10		—	$5{,}8 \times 10^{+01}$	$1{,}5 \times 10^{+00}$	$5{,}8 \times 10^{-01}$	$4 \times 10^{+01}$	6×10^{-01}
Bi-205		$6{,}9 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}4 \times 10^{+01}$	$1{,}1 \times 10^{+01}$	7×10^{-01}	7×10^{-01}
Bi-206		$3{,}4 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}9 \times 10^{+01}$	$1{,}1 \times 10^{+00}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
Bi-207		$7{,}1 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$9{,}4 \times 10^{+00}$	$5{,}0 \times 10^{+00}$	7×10^{-01}	7×10^{-01}
Bi-210		—	$1{,}3 \times 10^{+00}$	$6{,}0 \times 10^{-01}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Bi-210m		$4{,}3 \times 10^{+00}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	$1{,}6 \times 10^{-02}$	$4{,}9 \times 10^{-01}$	6×10^{-01}	2×10^{-02}
Bi-212		$1{,}0 \times 10^{+00}$	$6{,}5 \times 10^{-01}$	$1{,}7 \times 10^{+00}$	$5{,}8 \times 10^{-01}$	7×10^{-01}	6×10^{-01}
Bk-247	a	$7{,}7 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$7{,}7 \times 10^{-04}$	$1{,}4 \times 10^{+00}$	$8 \times 10^{+00}$	8×10^{-04}
Bk-249		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}3 \times 10^{-01}$	$1{,}2 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$	3×10^{-01}
Br-76		$4{,}4 \times 10^{-01}$	$6{,}3 \times 10^{-01}$	$1{,}2 \times 10^{+02}$	$9{,}9 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Br-77		$3{,}4 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}7 \times 10^{+02}$	$2{,}3 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
Br-82		$4{,}1 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$7{,}8 \times 10^{+01}$	$7{,}7 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
C-11		$1{,}0 \times 10^{+00}$	$2{,}0 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}8 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
C-14		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$8{,}6 \times 10^{+01}$	$3{,}2 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+00}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Ca-41		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
Ca-45		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}9 \times 10^{+01}$	$1{,}2 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+00}$
Ca-47		$2{,}7 \times 10^{+00}$	$3{,}7 \times 10^{+01}$	$2{,}0 \times 10^{+01}$	$3{,}3 \times 10^{-01}$	$3 \times 10^{+00}$	3×10^{-01}
Cd-109		$2{,}9 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}2 \times 10^{+00}$	$1{,}9 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+00}$
Cd-113m		—	$9{,}1 \times 10^{+01}$	$4{,}5 \times 10^{-01}$	$6{,}9 \times 10^{-01}$	$4 \times 10^{+01}$	5×10^{-01}
Cd-115		$3{,}9 \times 10^{+00}$	$3{,}3 \times 10^{+00}$	$4{,}3 \times 10^{+01}$	$3{,}9 \times 10^{-01}$	$3 \times 10^{+00}$	4×10^{-01}
Cd-115m		$5{,}0 \times 10^{+01}$	$5{,}2 \times 10^{-01}$	$6{,}8 \times 10^{+00}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	5×10^{-01}	5×10^{-01}
Ce-139		$6{,}8 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}8 \times 10^{+01}$	$2{,}2 \times 10^{+00}$	$7 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Ce-141		$1{,}6 \times 10^{+01}$	$3{,}2 \times 10^{+02}$	$1{,}4 \times 10^{+01}$	$5{,}8 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+01}$	6×10^{-01}
Ce-143		$3{,}7 \times 10^{+00}$	$8{,}9 \times 10^{-01}$	$6{,}2 \times 10^{+01}$	$6{,}0 \times 10^{-01}$	9×10^{-01}	6×10^{-01}
Ce-144		$2{,}2 \times 10^{+01}$	$2{,}5 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+00}$	$3{,}8 \times 10^{-01}$	2×10^{-01}	2×10^{-01}
Cf-248	a	$6{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}1 \times 10^{-03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	6×10^{-03}
Cf-249		$3{,}2 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$7{,}6 \times 10^{-04}$	$4{,}6 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$	8×10^{-04}
Cf-250	a	$1{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}6 \times 10^{-03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2 \times 10^{+01}$	2×10^{-03}
Cf-251	a	$7{,}5 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$7{,}5 \times 10^{-04}$	$5{,}2 \times 10^{-01}$	$7 \times 10^{+00}$	7×10^{-04}
Cf-252		$1{,}3 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}8 \times 10^{-03}$	$5{,}2 \times 10^{+02}$	1×10^{-01}	3×10^{-03}
Cf-253	a	$4{,}2 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4{,}2 \times 10^{-02}$	$1{,}2 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+01}$	4×10^{-02}
Cf-254		$1{,}4 \times 10^{-03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}4 \times 10^{-03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	1×10^{-03}	1×10^{-03}
Cl-36		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+01}$	$7{,}2 \times 10^{+00}$	$6{,}3 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+01}$	6×10^{-01}
Cl-38		$8{,}1 \times 10^{-01}$	$2{,}2 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}6 \times 10^{-01}$	2×10^{-01}	2×10^{-01}
Cm-240	a	$1{,}7 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}7 \times 10^{-02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	2×10^{-02}
Cm-241		$2{,}2 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}3 \times 10^{+00}$	$1{,}5 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Cm-242	a	$1{,}0 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{-02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	1×10^{-02}
Cm-243		$8{,}6 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}3 \times 10^{-03}$	$8{,}3 \times 10^{-01}$	$9 \times 10^{+00}$	1×10^{-03}

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Cm-244	a	$1{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}6 \times 10^{-03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2 \times 10^{+01}$	2×10^{-03}
Cm-245	a	$9{,}1 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$9{,}1 \times 10^{-04}$	$2{,}7 \times 10^{+00}$	$9 \times 10^{+00}$	9×10^{-04}
Cm-246	a	$9{,}1 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$9{,}1 \times 10^{-04}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$9 \times 10^{+00}$	9×10^{-04}
Cm-247		$3{,}2 \times 10^{+00}$	$1{,}6 \times 10^{+02}$	$9{,}8 \times 10^{-04}$	Sin límite	$3 \times 10^{+00}$	1×10^{-03}
Cm-248		$1{,}8 \times 10^{-02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}5 \times 10^{-04}$	Sin límite	2×10^{-02}	3×10^{-04}
Co-55		$5{,}4 \times 10^{-01}$	$9{,}7 \times 10^{-01}$	$9{,}1 \times 10^{+01}$	$7{,}7 \times 10^{-01}$	5×10^{-01}	5×10^{-01}
Co-56		$3{,}3 \times 10^{-01}$	$1{,}5 \times 10^{+01}$	$7{,}8 \times 10^{+00}$	$2{,}9 \times 10^{+00}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
Co-57		$1{,}0 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}3 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+01}$
Co-58		$1{,}1 \times 10^{+00}$	$7{,}8 \times 10^{+02}$	$2{,}5 \times 10^{+01}$	$3{,}8 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Co-58m		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$
Co-60		$4{,}5 \times 10^{-01}$	$7{,}3 \times 10^{+02}$	$1{,}7 \times 10^{+00}$	$9{,}7 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Cr-51		$3{,}4 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+01}$
Cs-129		$3{,}6 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}7 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+00}$
Cs-131		$3{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+01}$
Cs-132		$1{,}5 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}1 \times 10^{+02}$	$2{,}5 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Cs-134		$6{,}9 \times 10^{-01}$	$3{,}6 \times 10^{+00}$	$7{,}4 \times 10^{+00}$	$9{,}2 \times 10^{-01}$	7×10^{-01}	7×10^{-01}
Cs-134m		$3{,}7 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}3 \times 10^{-01}$	$4 \times 10^{+01}$	6×10^{-01}
Cs-135		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	$1{,}5 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+00}$
Cs-136		$5{,}1 \times 10^{-01}$	$8{,}3 \times 10^{+02}$	$3{,}8 \times 10^{+01}$	$7{,}0 \times 10^{-01}$	5×10^{-01}	5×10^{-01}
Cs-137		$1{,}8 \times 10^{+00}$	$8{,}2 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+01}$	$6{,}3 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Cu-64		$5{,}6 \times 10^{+00}$	$1{,}1 \times 10^{+02}$	$4{,}2 \times 10^{+02}$	$1{,}1 \times 10^{+00}$	$6 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Cu-67		$1{,}0 \times 10^{+01}$	$4{,}1 \times 10^{+02}$	$8{,}6 \times 10^{+01}$	$6{,}9 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+01}$	7×10^{-01}

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Dy-159		$2{,}0 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}4 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+01}$
Dy-165		$4{,}1 \times 10^{+01}$	$9{,}4 \times 10^{-01}$	$8{,}2 \times 10^{+02}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	9×10^{-01}	6×10^{-01}
Dy-166		$3{,}4 \times 10^{+01}$	$8{,}6 \times 10^{-01}$	$2{,}0 \times 10^{+01}$	$3{,}4 \times 10^{-01}$	9×10^{-01}	3×10^{-01}
Er-169		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}1 \times 10^{+01}$	$9{,}5 \times 10^{-01}$	$4 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+00}$
Er-171		$2{,}9 \times 10^{+00}$	$8{,}3 \times 10^{-01}$	$2{,}3 \times 10^{+02}$	$5{,}1 \times 10^{-01}$	8×10^{-01}	5×10^{-01}
Eu-147		$2{,}2 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}0 \times 10^{+01}$	$3{,}8 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Eu-148		$5{,}1 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}9 \times 10^{+01}$	$1{,}9 \times 10^{+01}$	5×10^{-01}	5×10^{-01}
Eu-149		$1{,}5 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}9 \times 10^{+02}$	$7{,}4 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+01}$
Eu-150 (34 a)		$7{,}2 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+00}$	$7{,}1 \times 10^{+00}$	7×10^{-01}	7×10^{-01}
Eu-150 (13 h)		$2{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}5 \times 10^{+00}$	$2{,}6 \times 10^{+02}$	$6{,}9 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+00}$	7×10^{-01}
Eu-152		$9{,}6 \times 10^{-01}$	$1{,}7 \times 10^{+02}$	$1{,}3 \times 10^{+00}$	$1{,}3 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Eu-152m		$3{,}7 \times 10^{+00}$	$8{,}1 \times 10^{-01}$	$2{,}3 \times 10^{+02}$	$7{,}8 \times 10^{-01}$	8×10^{-01}	8×10^{-01}
Eu-154		$9{,}0 \times 10^{-01}$	$1{,}6 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+00}$	$5{,}5 \times 10^{-01}$	9×10^{-01}	6×10^{-01}
Eu-155		$1{,}9 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$7{,}7 \times 10^{+00}$	$3{,}2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+00}$
Eu-156		$8{,}8 \times 10^{-01}$	$7{,}4 \times 10^{-01}$	$1{,}5 \times 10^{+01}$	$6{,}7 \times 10^{-01}$	7×10^{-01}	7×10^{-01}
F-18		$1{,}0 \times 10^{+00}$	$2{,}8 \times 10^{+01}$	$8{,}3 \times 10^{+02}$	$5{,}8 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Fe-52		$4{,}1 \times 10^{-01}$	$3{,}2 \times 10^{-01}$	$7{,}6 \times 10^{+01}$	$3{,}7 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
Fe-55		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}5 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$
Fe-59		$9{,}4 \times 10^{-01}$	$4{,}4 \times 10^{+01}$	$1{,}4 \times 10^{+01}$	$8{,}9 \times 10^{-01}$	9×10^{-01}	9×10^{-01}
Fe-60		$2{,}0 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}1 \times 10^{-01}$	$3{,}7 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+01}$	2×10^{-01}
Ga-67		$7{,}4 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}2 \times 10^{+02}$	$3{,}2 \times 10^{+00}$	$7 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
Ga-68		$1.1 \times 10^{+00}$	4.6×10^{-01}	$9.8 \times 10^{+02}$	6.6×10^{-01}	5×10^{-01}	5×10^{-01}

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Ga-72		4.3×10^{-01}	3.7×10^{-01}	$9.1 \times 10^{+01}$	6.2×10^{-01}	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Gd-146		5.3×10^{-01}	$2.9 \times 10^{+02}$	$7.3 \times 10^{+00}$	$1.0 \times 10^{+00}$	5×10^{-01}	5×10^{-01}
Gd-148	a	$2.0 \times 10^{+01}$	—	2.0×10^{-03}	—	$2 \times 10^{+01}$	2×10^{-03}
Gd-153		$9.5 \times 10^{+00}$	$1.0 \times 10^{+03}$	$2.4 \times 10^{+01}$	$8.9 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+01}$	$9 \times 10^{+00}$
Gd-159		$2.1 \times 10^{+01}$	$3.1 \times 10^{+00}$	$1.9 \times 10^{+02}$	6.4×10^{-01}	$3 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Ge-68		$1.1 \times 10^{+00}$	4.6×10^{-01}	$3.8 \times 10^{+00}$	6.6×10^{-01}	5×10^{-01}	5×10^{-01}
Ge-71		$5.2 \times 10^{+02}$	$1.0 \times 10^{+03}$	$1.0 \times 10^{+03}$	$1.0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$
Ge-77		$1.1 \times 10^{+00}$	3.3×10^{-01}	$1.4 \times 10^{+02}$	6.0×10^{-01}	3×10^{-01}	3×10^{-01}
Hf-172		5.8×10^{-01}	$1.0 \times 10^{+03}$	$1.5 \times 10^{+00}$	$1.7 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}	6×10^{-01}
Hf-175		$2.9 \times 10^{+00}$	$1.0 \times 10^{+03}$	$4.5 \times 10^{+01}$	$4.7 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
Hf-181		$1{,}9 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}1 \times 10^{+01}$	$5{,}0 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+00}$	5×10^{-01}
Hf-182		$4{,}6 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
Hg-194		$1{,}1 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}3 \times 10^{+00}$	$6{,}1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Hg-195m		$3{,}1 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}3 \times 10^{+00}$	$7{,}3 \times 10^{-01}$	$3 \times 10^{+00}$	7×10^{-01}
Hg-197		$1{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}6 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+01}$
Hg-197m		$1{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$8{,}1 \times 10^{+00}$	$3{,}5 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+01}$	4×10^{-01}
Hg-203		$4{,}6 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}7 \times 10^{+00}$	$1{,}1 \times 10^{+00}$	$5 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Ho-166		$3{,}8 \times 10^{+01}$	$4{,}4 \times 10^{-01}$	$7{,}6 \times 10^{+01}$	$5{,}8 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Ho-166m		$6{,}2 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4{,}5 \times 10^{-01}$	$1{,}3 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}	5×10^{-01}
I-123		$6{,}3 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}3 \times 10^{+02}$	$2{,}9 \times 10^{+00}$	$6 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
I-124		$1{,}1 \times 10^{+00}$	$6{,}0 \times 10^{+00}$	$3{,}8 \times 10^{+00}$	$2{,}5 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
I-125		$1{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}3 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+00}$
I-126		$2{,}3 \times 10^{+00}$	$6{,}4 \times 10^{+00}$	$1{,}7 \times 10^{+00}$	$1{,}3 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
I-129		$2{,}9 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
I-131		$2{,}8 \times 10^{+00}$	$2{,}0 \times 10^{+01}$	$2{,}3 \times 10^{+00}$	$6{,}9 \times 10^{-01}$	$3 \times 10^{+00}$	7×10^{-01}
I-132		$4{,}8 \times 10^{-01}$	$4{,}4 \times 10^{-01}$	$1{,}8 \times 10^{+02}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
I-133		$1{,}8 \times 10^{+00}$	$7{,}3 \times 10^{-01}$	$1{,}1 \times 10^{+01}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	7×10^{-01}	6×10^{-01}
I-134		$4{,}2 \times 10^{-01}$	$3{,}2 \times 10^{-01}$	$6{,}9 \times 10^{+02}$	$5{,}9 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
I-135		$8{,}2 \times 10^{-01}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	$5{,}2 \times 10^{+01}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	6×10^{-01}	6×10^{-01}
In-111		$2{,}8 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}2 \times 10^{+02}$	$3{,}0 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
In-113m		$4{,}1 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}6 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
In-114m		$1{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}4 \times 10^{+00}$	$4{,}8 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+01}$	5×10^{-01}
In-115m		$6{,}5 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$8{,}3 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+00}$	$7 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Ir-189		$1{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$9{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}8 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+01}$
Ir-190		$7{,}5 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}2 \times 10^{+01}$	$7{,}5 \times 10^{-01}$	7×10^{-01}	7×10^{-01}
Ir-192		$1{,}3 \times 10^{+00}$	$4{,}6 \times 10^{+01}$	$8{,}1 \times 10^{+00}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Ir-194		$1{,}2 \times 10^{+01}$	$3{,}3 \times 10^{-01}$	$8{,}9 \times 10^{+01}$	$5{,}9 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
K-40		$7{,}3 \times 10^{+00}$	$9{,}4 \times 10^{-01}$	Sin límite	Sin límite	9×10^{-01}	9×10^{-01}
K-42		$4{,}2 \times 10^{+00}$	$2{,}2 \times 10^{-01}$	$3{,}8 \times 10^{+02}$	$5{,}7 \times 10^{-01}$	2×10^{-01}	2×10^{-01}
K-43		$1{,}1 \times 10^{+00}$	$7{,}3 \times 10^{-01}$	$3{,}3 \times 10^{+02}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	7×10^{-01}	6×10^{-01}
Kr-81		$1{,}1 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	—	$7{,}9 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$
Kr-85		$4{,}8 \times 10^{+02}$	$1{,}4 \times 10^{+01}$	—	$1{,}4 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+01}$
Kr-85m		$7{,}5 \times 10^{+00}$	$7{,}6 \times 10^{+00}$	—	$2{,}8 \times 10^{+00}$	$8 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
Kr-87		$1{,}5 \times 10^{+00}$	$2{,}1 \times 10^{-01}$	—	$4{,}8 \times 10^{-01}$	2×10^{-01}	2×10^{-01}
La-137		$3{,}0 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}7 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3 \times 10^{+01}$	$6 \times 10^{+00}$
La-140		$4{,}9 \times 10^{-01}$	$3{,}7 \times 10^{-01}$	$4{,}5 \times 10^{+01}$	$6{,}0 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Lu-172		$5{,}9 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}3 \times 10^{+01}$	$2{,}2 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}	6×10^{-01}

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Lu-173		$8{,}0 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}2 \times 10^{+01}$	$1{,}7 \times 10^{+01}$	$8 \times 10^{+00}$	$8 \times 10^{+00}$
Lu-174		$8{,}5 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}3 \times 10^{+01}$	$2{,}9 \times 10^{+01}$	$9 \times 10^{+00}$	$9 \times 10^{+00}$
Lu-174m		$1{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}3 \times 10^{+01}$	$3{,}7 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+01}$
Lu-177		$3{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4{,}2 \times 10^{+01}$	$7{,}3 \times 10^{-01}$	$3 \times 10^{+01}$	7×10^{-01}
Mg-28		$3{,}7 \times 10^{-01}$	$2{,}5 \times 10^{-01}$	$2{,}6 \times 10^{+01}$	$3{,}2 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
Mn-52		$3{,}2 \times 10^{-01}$	$7{,}3 \times 10^{+02}$	$3{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}9 \times 10^{+00}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
Mn-53		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
Mn-54		$1{,}3 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Mn-56		$6{,}7 \times 10^{-01}$	$3{,}0 \times 10^{-01}$	$3{,}8 \times 10^{+02}$	$6{,}0 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
Mo-93		$8{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+01}$
Mo-99		$6{,}2 \times 10^{+00}$	$1{,}3 \times 10^{+00}$	$5{,}1 \times 10^{+01}$	$5{,}5 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
N-13		$1{,}0 \times 10^{+00}$	$9{,}3 \times 10^{-01}$	—	$5{,}8 \times 10^{-01}$	9×10^{-01}	6×10^{-01}
Na-22		$5{,}0 \times 10^{-01}$	$3{,}8 \times 10^{+00}$	$3{,}8 \times 10^{+01}$	$6{,}5 \times 10^{-01}$	5×10^{-01}	5×10^{-01}
Na-24		$3{,}0 \times 10^{-01}$	$2{,}0 \times 10^{-01}$	$1{,}7 \times 10^{+02}$	$6{,}0 \times 10^{-01}$	2×10^{-01}	2×10^{-01}
Nb-93m		$4{,}9 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+01}$
Nb-94		$6{,}8 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}1 \times 10^{+00}$	$7{,}0 \times 10^{-01}$	7×10^{-01}	7×10^{-01}
Nb-95		$1{,}4 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}1 \times 10^{+01}$	$4{,}0 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Nb-97		$1{,}6 \times 10^{+00}$	$9{,}0 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	9×10^{-01}	6×10^{-01}
Nd-147		$7{,}4 \times 10^{+00}$	$5{,}6 \times 10^{+00}$	$2{,}2 \times 10^{+01}$	$6{,}5 \times 10^{-01}$	$6 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Nd-149		$2{,}9 \times 10^{+00}$	$6{,}3 \times 10^{-01}$	$5{,}6 \times 10^{+02}$	$5{,}1 \times 10^{-01}$	6×10^{-01}	5×10^{-01}
Ni-59		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Ni-63		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}9 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+01}$
Ni-65		$2{,}1 \times 10^{+00}$	$4{,}4 \times 10^{-01}$	$5{,}7 \times 10^{+02}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Np-235		$1{,}4 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}3 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$
Np-236 (0,1 Ma)		$8{,}7 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}7 \times 10^{-02}$	$5{,}0 \times 10^{-01}$	$9 \times 10^{+00}$	2×10^{-02}
Np-236 (22 h)		$2{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+01}$	$1{,}5 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+00}$
Np-237	a	$2{,}4 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}4 \times 10^{-03}$	Sin límite	$2 \times 10^{+01}$	2×10^{-03}
Np-239		$6{,}7 \times 10^{+00}$	$2{,}6 \times 10^{+02}$	$5{,}6 \times 10^{+01}$	$4{,}1 \times 10^{-01}$	$7 \times 10^{+00}$	4×10^{-01}
Os-185		$1{,}5 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}3 \times 10^{+01}$	$2{,}3 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Os-191		$1{,}5 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}8 \times 10^{+01}$	$2{,}3 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+00}$
Os-191m		$1{,}3 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}3 \times 10^{+02}$	$2{,}7 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+01}$
Os-193		$1{,}5 \times 10^{+01}$	$1{,}6 \times 10^{+00}$	$9{,}8 \times 10^{+01}$	$5{,}9 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Os-194		$1{,}2 \times 10^{+01}$	$3{,}1 \times 10^{-01}$	$6{,}3 \times 10^{-01}$	$5{,}9 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
P-32		—	$4{,}5 \times 10^{-01}$	$1{,}6 \times 10^{+01}$	$6{,}0 \times 10^{-01}$	5×10^{-01}	5×10^{-01}
P-33		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}2 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+00}$
Pa-230		$1{,}7 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}6 \times 10^{-02}$	$2{,}1 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$	7×10^{-02}
Pa-231	a	$3{,}8 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}8 \times 10^{-04}$	$1{,}8 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+00}$	4×10^{-04}
Pa-233		$5{,}4 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}4 \times 10^{+01}$	$6{,}5 \times 10^{-01}$	$5 \times 10^{+00}$	7×10^{-01}
Pb-201		$1{,}5 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$7{,}7 \times 10^{+02}$	$3{,}3 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Pb-202		$9{,}0 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	$1{,}6 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+01}$
Pb-203		$3{,}6 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}5 \times 10^{+02}$	$2{,}6 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
Pb-205		$8{,}3 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
Pb-210		$2{,}4 \times 10^{+02}$	$1{,}3 \times 10^{+00}$	$5{,}1 \times 10^{-02}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+00}$	5×10^{-02}
Pb-212		$1{,}0 \times 10^{+00}$	$7{,}0 \times 10^{-01}$	$2{,}2 \times 10^{-01}$	$2{,}7 \times 10^{-01}$	7×10^{-01}	2×10^{-01}

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Pd-103		$4{,}7 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}2 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$
Pd-107		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
Pd-109		$7{,}0 \times 10^{+01}$	$1{,}9 \times 10^{+00}$	$1{,}4 \times 10^{+02}$	$4{,}7 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+00}$	5×10^{-01}
Pm-143		$3{,}3 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}6 \times 10^{+01}$	$3{,}6 \times 10^{+02}$	$3 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
Pm-144		$6{,}7 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}4 \times 10^{+00}$	$3{,}4 \times 10^{+01}$	7×10^{-01}	7×10^{-01}
Pm-145		$2{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}5 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+01}$
Pm-147		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}7 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+00}$
Pm-148m		$8{,}3 \times 10^{-01}$	$7{,}6 \times 10^{+00}$	$9{,}1 \times 10^{+00}$	$7{,}2 \times 10^{-01}$	8×10^{-01}	7×10^{-01}
Pm-149		$1{,}0 \times 10^{+02}$	$1{,}7 \times 10^{+00}$	$6{,}9 \times 10^{+01}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Pm-151		$3{,}3 \times 10^{+00}$	$1{,}8 \times 10^{+00}$	$1{,}1 \times 10^{+02}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Po-210	a	$1{,}7 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}7 \times 10^{-02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	2×10^{-02}
Pr-142		$2{,}0 \times 10^{+01}$	$3{,}6 \times 10^{-01}$	$8{,}9 \times 10^{+01}$	$6{,}0 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Pr-143		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}0 \times 10^{+00}$	$2{,}2 \times 10^{+01}$	$6{,}3 \times 10^{-01}$	$3 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Pt-188		$9{,}7 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}7 \times 10^{+01}$	$7{,}8 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+00}$	8×10^{-01}
Pt-191		$3{,}6 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4{,}5 \times 10^{+02}$	$3{,}5 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
Pt-193		$8{,}7 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$
Pt-193m		$9{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}8 \times 10^{+02}$	$5{,}5 \times 10^{-01}$	$4 \times 10^{+01}$	5×10^{-01}
Pt-195m		$1{,}5 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}6 \times 10^{+02}$	$4{,}8 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+01}$	5×10^{-01}
Pt-197		$4{,}7 \times 10^{+01}$	$2{,}4 \times 10^{+01}$	$5{,}5 \times 10^{+02}$	$6{,}3 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+01}$	6×10^{-01}
Pt-197m		$1{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	5,8e-01	$1 \times 10^{+01}$	6×10^{-01}
Pu-236	a	$2{,}8 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}8 \times 10^{-03}$	$6{,}5 \times 10^{+02}$	$3 \times 10^{+01}$	3×10^{-03}
Pu-237		$2{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}4 \times 10^{+02}$	$1{,}2 \times 10^{+02}$	$2 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+01}$
Pu-238	a	$1{,}2 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}2 \times 10^{-03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1 \times 10^{+01}$	1×10^{-03}
Pu-239	a	$1{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}1 \times 10^{-03}$	Sin límite	$1 \times 10^{+01}$	1×10^{-03}
Pu-240	a	$1{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}1 \times 10^{-03}$	Sin límite	$1 \times 10^{+01}$	1×10^{-03}

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Pu-241		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}9 \times 10^{-02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	6×10^{-02}
Pu-242	a	$1{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}1 \times 10^{-03}$	Sin límite	$1 \times 10^{+01}$	1×10^{-03}
Pu-244		$3{,}1 \times 10^{+00}$	$3{,}8 \times 10^{-01}$	$1{,}1 \times 10^{-03}$	Sin límite	4×10^{-01}	1×10^{-03}
Ra-223		$3{,}9 \times 10^{+00}$	$4{,}0 \times 10^{-01}$	$7{,}2 \times 10^{-03}$	$2{,}6 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	7×10^{-03}
Ra-224		$1{,}1 \times 10^{+00}$	$4{,}3 \times 10^{-01}$	$1{,}6 \times 10^{-02}$	$2{,}7 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	2×10^{-02}
Ra-225		$1{,}2 \times 10^{+01}$	$2{,}2 \times 10^{-01}$	$3{,}6 \times 10^{-03}$	$2{,}3 \times 10^{-01}$	2×10^{-01}	4×10^{-03}
Ra-226		$6{,}5 \times 10^{-01}$	$2{,}5 \times 10^{-01}$	$2{,}7 \times 10^{-03}$	$2{,}7 \times 10^{-01}$	2×10^{-01}	3×10^{-03}
Ra-228		$1{,}2 \times 10^{+00}$	$5{,}6 \times 10^{-01}$	$1{,}9 \times 10^{-02}$	$5{,}2 \times 10^{-01}$	6×10^{-01}	2×10^{-02}
Rb-81		$1{,}7 \times 10^{+00}$	$1{,}5 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$8{,}3 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+00}$	8×10^{-01}
Rb-83		$2{,}1 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}9 \times 10^{+01}$	$4{,}3 \times 10^{+02}$	$2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Rb-84		$1{,}2 \times 10^{+00}$	$4{,}0 \times 10^{+01}$	$4{,}5 \times 10^{+01}$	$2{,}2 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Rb-86		$1{,}2 \times 10^{+01}$	$4{,}8 \times 10^{-01}$	$5{,}2 \times 10^{+01}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	5×10^{-01}	5×10^{-01}
Rb-87		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
Rb(nat)		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
Re-184		$1{,}2 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}8 \times 10^{+01}$	$1{,}7 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Re-184m		$2{,}8 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$8{,}2 \times 10^{+00}$	$1{,}2 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Re-186		$5{,}8 \times 10^{+01}$	$2{,}0 \times 10^{+00}$	$4{,}5 \times 10^{+01}$	$5{,}9 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Re-187		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
Re-188		$2{,}0 \times 10^{+01}$	$3{,}5 \times 10^{-01}$	$9{,}1 \times 10^{+01}$	$5{,}4 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Re-189		$3{,}2 \times 10^{+01}$	$2{,}5 \times 10^{+00}$	$1{,}2 \times 10^{+02}$	$5{,}7 \times 10^{-01}$	$3 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Re(nat)		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
Rh-99		$1{,}8 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}0 \times 10^{+01}$	$7{,}5 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Rh-101		$4{,}3 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$9{,}8 \times 10^{+00}$	$2{,}6 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
Rh-102		$5{,}0 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}1 \times 10^{+00}$	$5{,}4 \times 10^{+01}$	5×10^{-01}	5×10^{-01}
Rh-102m		$2{,}2 \times 10^{+00}$	$8{,}9 \times 10^{+00}$	$7{,}5 \times 10^{+00}$	$1{,}8 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Rh-103m		$4{,}5 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$
Rh-105		$1{,}4 \times 10^{+01}$	$1{,}8 \times 10^{+02}$	$1{,}5 \times 10^{+02}$	$7{,}9 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+01}$	8×10^{-01}
Rn-222		$6{,}7 \times 10^{-01}$	$2{,}6 \times 10^{-01}$	—	$4{,}2 \times 10^{-03}$	3×10^{-01}	4×10^{-03}
Ru-97		$4{,}7 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4{,}5 \times 10^{+02}$	$1{,}3 \times 10^{+01}$	$5 \times 10^{+00}$	$5 \times 10^{+00}$
Ru-103		$2{,}2 \times 10^{+00}$	$2{,}0 \times 10^{+02}$	$1{,}8 \times 10^{+01}$	$1{,}6 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Ru-105		$1{,}4 \times 10^{+00}$	$1{,}2 \times 10^{+00}$	$2{,}8 \times 10^{+02}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Ru-106		$5{,}3 \times 10^{+00}$	$2{,}2 \times 10^{-01}$	$8{,}1 \times 10^{-01}$	$5{,}7 \times 10^{-01}$	2×10^{-01}	2×10^{-01}
S-35		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}8 \times 10^{+01}$	$3{,}0 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+00}$
Sb-122		$2{,}4 \times 10^{+00}$	$4{,}3 \times 10^{-01}$	$5{,}0 \times 10^{+01}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Sb-124		$6{,}2 \times 10^{-01}$	$7{,}2 \times 10^{-01}$	$8{,}2 \times 10^{+00}$	$6{,}9 \times 10^{-01}$	6×10^{-01}	6×10^{-01}
Sb-125		$2{,}4 \times 10^{+00}$	$2{,}5 \times 10^{+02}$	$1{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}4 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Sb-126		$3{,}8 \times 10^{-01}$	$1{,}3 \times 10^{+00}$	$1{,}8 \times 10^{+01}$	$7{,}1 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Sc-44		$5{,}1 \times 10^{-01}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	$2{,}6 \times 10^{+02}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	5×10^{-01}	5×10^{-01}
Sc-46		$5{,}4 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$7{,}8 \times 10^{+00}$	$8{,}5 \times 10^{-01}$	5×10^{-01}	5×10^{-01}
Sc-47		$1{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}7 \times 10^{+02}$	$7{,}1 \times 10^{+01}$	$7{,}0 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+01}$	7×10^{-01}
Sc-48		$3{,}3 \times 10^{-01}$	$9{,}0 \times 10^{-01}$	$4{,}5 \times 10^{+01}$	$6{,}5 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
Se-75		$2{,}9 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
Se-79		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}7 \times 10^{+01}$	$2{,}3 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+00}$
Si-31		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}8 \times 10^{-01}$	$6{,}3 \times 10^{+02}$	$6{,}0 \times 10^{-01}$	6×10^{-01}	6×10^{-01}
Si-32		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4{,}5 \times 10^{-01}$	$1{,}6 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+01}$	5×10^{-01}
Sm-145		$1{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+01}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Sm-147		$5{,}6 \times 10^{+01}$	—	Sin límite	—	Sin límite	Sin límite
Sm-151		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}4 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+01}$
Sm-153		$1{,}7 \times 10^{+01}$	$9{,}1 \times 10^{+00}$	$8{,}2 \times 10^{+01}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	$9 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Sn-113		$3{,}7 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}0 \times 10^{+01}$	$1{,}6 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Sn-117m		$7{,}1 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}2 \times 10^{+01}$	$4{,}0 \times 10^{-01}$	$7 \times 10^{+00}$	4×10^{-01}
Sn-119m		$6{,}2 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}5 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+01}$
Sn-121m		$1{,}4 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}1 \times 10^{+01}$	$8{,}5 \times 10^{-01}$	$4 \times 10^{+01}$	9×10^{-01}
Sn-123		$1{,}6 \times 10^{+02}$	$7{,}5 \times 10^{-01}$	$6{,}5 \times 10^{+00}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	8×10^{-01}	6×10^{-01}
Sn-125		$3{,}6 \times 10^{+00}$	$3{,}7 \times 10^{-01}$	$1{,}7 \times 10^{+01}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Sn-126		$6{,}6 \times 10^{-01}$	$5{,}9 \times 10^{-01}$	$1{,}9 \times 10^{+00}$	$3{,}6 \times 10^{-01}$	6×10^{-01}	4×10^{-01}
Sr-82		$9{,}7 \times 10^{-01}$	$2{,}4 \times 10^{-01}$	$5{,}0 \times 10^{+00}$	$5{,}9 \times 10^{-01}$	2×10^{-01}	2×10^{-01}
Sr-85		$2{,}1 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}5 \times 10^{+01}$	$8{,}5 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Sr-85m		$5{,}2 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}8 \times 10^{+01}$	$5 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Sr-87m		$3{,}3 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}3 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
Sr-89		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	$6{,}7 \times 10^{+00}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	6×10^{-01}	6×10^{-01}
Sr-90		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}2 \times 10^{-01}$	$3{,}3 \times 10^{-01}$	$3{,}1 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
Sr-91		$1{,}5 \times 10^{+00}$	$3{,}0 \times 10^{-01}$	$1{,}2 \times 10^{+02}$	$6{,}0 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
Sr-92		$8{,}2 \times 10^{+00}$	$1{,}1 \times 10^{+00}$	$1{,}2 \times 10^{+02}$	$3{,}1 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+00}$	3×10^{-01}
T(H-3)		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	—	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$
Ta-178 (2,2 h)		$1{,}1 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$7{,}2 \times 10^{+02}$	$8{,}2 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+00}$	8×10^{-01}
Ta-179		$3{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$9{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+01}$
Ta-182		$8{,}7 \times 10^{-01}$	$1{,}3 \times 10^{+01}$	$5{,}1 \times 10^{+00}$	$5{,}4 \times 10^{-01}$	9×10^{-01}	5×10^{-01}
Tb-157		$3{,}1 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4{,}2 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Tb-158		$1{,}4 \times 10^{+00}$	$1{,}6 \times 10^{+02}$	$1{,}1 \times 10^{+00}$	$1{,}8 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Tb-160		$9{,}8 \times 10^{-01}$	$2{,}3 \times 10^{+00}$	$7{,}6 \times 10^{+00}$	$5{,}8 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Tc-95m		$1{,}5 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}7 \times 10^{+01}$	$1{,}2 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Tc-96		$4{,}3 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$7{,}0 \times 10^{+01}$	$1{,}4 \times 10^{+02}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Tc-96m		$4{,}3 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$7{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}4 \times 10^{+02}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Tc-97		$7{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
Tc-97m		$8{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}4 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+00}$
Tc-98		$7{,}5 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	$6{,}8 \times 10^{-01}$	8×10^{-01}	7×10^{-01}
Tc-99		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	$8{,}8 \times 10^{-01}$	$4 \times 10^{+01}$	9×10^{-01}
Tc-99m		$9{,}8 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4{,}3 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+00}$
Te-121		$1{,}8 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}3 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+02}$	$2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Te-121m		$5{,}1 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}2 \times 10^{+01}$	$2{,}5 \times 10^{+00}$	$5 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
Te-123m		$7{,}7 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}2 \times 10^{+00}$	$8 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Te-125m		$2{,}0 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}5 \times 10^{+01}$	$9{,}1 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+01}$	9×10^{-01}
Te-127		$2{,}2 \times 10^{+02}$	$1{,}9 \times 10^{+01}$	$4{,}2 \times 10^{+02}$	$6{,}6 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+01}$	7×10^{-01}
Te-127m		$5{,}0 \times 10^{+01}$	$1{,}9 \times 10^{+01}$	$6{,}8 \times 10^{+00}$	$5{,}0 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+01}$	5×10^{-01}
Te-129		$1{,}7 \times 10^{+01}$	$6{,}6 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	7×10^{-01}	6×10^{-01}
Te-129m		$1{,}3 \times 10^{+01}$	$8{,}5 \times 10^{-01}$	$7{,}9 \times 10^{+00}$	$4{,}4 \times 10^{-01}$	8×10^{-01}	4×10^{-01}
Te-131m		$7{,}5 \times 10^{-01}$	$1{,}2 \times 10^{+00}$	$4{,}5 \times 10^{+01}$	$4{,}9 \times 10^{-01}$	7×10^{-01}	5×10^{-01}
Te-132		$4{,}9 \times 10^{-01}$	$4{,}9 \times 10^{-01}$	$2{,}0 \times 10^{+01}$	$4{,}2 \times 10^{-01}$	5×10^{-01}	4×10^{-01}
Th-227		$1{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}2 \times 10^{-03}$	$4{,}7 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+01}$	5×10^{-03}
Th-228		$7{,}6 \times 10^{-01}$	$5{,}3 \times 10^{-01}$	$1{,}2 \times 10^{-03}$	$2{,}7 \times 10^{-01}$	5×10^{-01}	1×10^{-03}
Th-229	a	$5{,}1 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}1 \times 10^{-04}$	$1{,}8 \times 10^{+00}$	$5 \times 10^{+00}$	5×10^{-04}
Th-230	a	$1{,}2 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}2 \times 10^{-03}$	Sin límite	$1 \times 10^{+01}$	1×10^{-03}
Th-231		$3{,}9 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}6 \times 10^{-02}$	$1{,}2 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+01}$	2×10^{-02}
Th-232		$1{,}2 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Th-234		$4{,}2 \times 10^{+01}$	$3{,}0 \times 10^{-01}$	$6{,}8 \times 10^{+00}$	$4{,}9 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
Th(nat)		$4{,}7 \times 10^{-01}$	$2{,}7 \times 10^{-01}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
Ti-44		$4{,}8 \times 10^{-01}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	$4{,}2 \times 10^{-01}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	5×10^{-01}	4×10^{-01}
Tl-200		$8{,}5 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}6 \times 10^{+02}$	$7{,}1 \times 10^{+00}$	9×10^{-01}	9×10^{-01}
Tl-201		$1{,}2 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4{,}0 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+00}$
Tl-202		$2{,}3 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$2{,}5 \times 10^{+02}$	$1{,}6 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Tl-204		$9{,}9 \times 10^{+02}$	$9{,}6 \times 10^{+00}$	$1{,}1 \times 10^{+02}$	$6{,}9 \times 10^{-01}$	$1 \times 10^{+01}$	7×10^{-01}
Tm-167		$7{,}4 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4{,}5 \times 10^{+01}$	$8{,}2 \times 10^{-01}$	$7 \times 10^{+00}$	8×10^{-01}
Tm-170		$2{,}0 \times 10^{+02}$	$2{,}6 \times 10^{+00}$	$7{,}6 \times 10^{+00}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	$3 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Tm-171		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}8 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+02}$	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$
U-230 (F)		$5{,}2 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}4 \times 10^{-01}$	$3{,}1 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+01}$	1×10^{-01}
U-230 (M)	a	$3{,}8 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}8 \times 10^{-03}$	$3{,}1 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+01}$	4×10^{-03}
U-230 (S)	a	$3{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}3 \times 10^{-03}$	$3{,}1 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+01}$	3×10^{-03}
U-232 (F)	a	$1{,}4 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}4 \times 10^{-02}$	$1{,}8 \times 10^{+02}$	$4 \times 10^{+01}$	1×10^{-02}
U-232 (M)	a	$7{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$7{,}1 \times 10^{-03}$	$1{,}8 \times 10^{+02}$	$4 \times 10^{+01}$	7×10^{-03}
U-232 (S)	a	$1{,}4 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}4 \times 10^{-03}$	$1{,}8 \times 10^{+02}$	$1 \times 10^{+01}$	1×10^{-03}
U-233 (F)		$8{,}0 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$8{,}8 \times 10^{-02}$	Sin límite	$4 \times 10^{+01}$	9×10^{-02}
U-233 (M)	a	$1{,}6 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}6 \times 10^{-02}$	Sin límite	$4 \times 10^{+01}$	2×10^{-02}
U-233 (S)	a	$5{,}7 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}7 \times 10^{-03}$	Sin límite	$4 \times 10^{+01}$	6×10^{-03}
U-234 (F)		$6{,}0 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$9{,}1 \times 10^{-02}$	Sin límite	$4 \times 10^{+01}$	9×10^{-02}
U-234 (M)	a	$1{,}6 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}6 \times 10^{-02}$	Sin límite	$4 \times 10^{+01}$	2×10^{-02}
U-234 (S)	a	$5{,}9 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}9 \times 10^{-03}$	Sin límite	$4 \times 10^{+01}$	6×10^{-03}
U-235 (F)		$6{,}4 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
U-235 (M)		$6{,}4 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
U-235 (S)		$6{,}4 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
U-236 (F)		$6{,}6 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
U-236 (M)	a	$1{,}7 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}7 \times 10^{-02}$	Sin límite	$4 \times 10^{+01}$	2×10^{-02}
U-236 (S)	a	$6{,}3 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}3 \times 10^{-03}$	Sin límite	$4 \times 10^{+01}$	6×10^{-03}
U-238 (F)		$7{,}5 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
U-238 (M)	a	$1{,}9 \times 10^{+02}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
U-238 (S)	a	$6{,}8 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
U (nat)		6,4e-01	$1{,}3 \times 10^{-01}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
U (< 20 % enr.)		—	—	—	—	Sin límite	Sin límite
U (emp.)		$4{,}7 \times 10^{+01}$	$3{,}3 \times 10^{-01}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Sin límite
V-48		$3{,}8 \times 10^{-01}$	$3{,}0 \times 10^{+00}$	$2{,}2 \times 10^{+01}$	$1{,}1 \times 10^{+00}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
V-49		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$
W-178		$8{,}8 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}4 \times 10^{+02}$	$4{,}6 \times 10^{+00}$	$9 \times 10^{+00}$	$5 \times 10^{+00}$
W-181		$2{,}6 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$5{,}3 \times 10^{+02}$	$3 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+01}$
W-185		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}6 \times 10^{+02}$	$8{,}1 \times 10^{-01}$	$4 \times 10^{+01}$	8×10^{-01}
W-187		$2{,}2 \times 10^{+00}$	$2{,}1 \times 10^{+00}$	$2{,}5 \times 10^{+02}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
W-188		$2{,}0 \times 10^{+01}$	$3{,}7 \times 10^{-01}$	$4{,}4 \times 10^{+01}$	$3{,}5 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	3×10^{-01}
Xe-122		$1{,}1 \times 10^{+00}$	$4{,}0 \times 10^{-01}$	—	$8{,}8 \times 10^{+00}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}
Xe-123		$1{,}8 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+01}$	—	$6{,}8 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+00}$	7×10^{-01}
Xe-127		$3{,}9 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	—	$1{,}7 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Xe-131m		$3{,}8 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	—	$4{,}0 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$	$4 \times 10^{+01}$
Xe-133		$2{,}1 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	—	$1{,}5 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+01}$	$1 \times 10^{+01}$
Xe-135		$4{,}5 \times 10^{+00}$	$3{,}5 \times 10^{+00}$	—	$1{,}8 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Y-87		$1{,}4 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}2 \times 10^{+02}$	$3{,}2 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Y-88		$4{,}3 \times 10^{-01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}2 \times 10^{+01}$	$2{,}2 \times 10^{+02}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO I.2. LÍMITES DEL CONTENIDO DE BULTOS DEL TIPO A: Q_A, Q_B, Q_C, etc. *(valores y límites para materiales en forma especial (A_1) y en forma no especial (A_2))* (cont.)

Radio-nucleido	a – Q_F tabulado en lugar de Q_A	Q_A o Q_F (TBq)	Q_B (TBq)	Q_C (TBq)	Q_D o Q_E (TBq)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)
Y-90		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}2 \times 10^{-01}$	$3{,}3 \times 10^{+01}$	$5{,}9 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
Y-91		$3{,}1 \times 10^{+02}$	$5{,}9 \times 10^{-01}$	$6{,}0 \times 10^{+00}$	$6{,}1 \times 10^{-01}$	6×10^{-01}	6×10^{-01}
Y-91m		$2{,}0 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}2 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Y-92		$4{,}4 \times 10^{+00}$	$2{,}2 \times 10^{-01}$	$2{,}5 \times 10^{+02}$	$5{,}6 \times 10^{-01}$	2×10^{-01}	2×10^{-01}
Y-93		$1{,}3 \times 10^{+01}$	$2{,}6 \times 10^{-01}$	$1{,}2 \times 10^{+02}$	$5{,}8 \times 10^{-01}$	3×10^{-01}	3×10^{-01}
Yb-169		$3{,}5 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}8 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+00}$	$4 \times 10^{+00}$	$1 \times 10^{+00}$
Yb-175		$2{,}7 \times 10^{+01}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$7{,}1 \times 10^{+01}$	$4{,}2 \times 10^{+01}$	$2 \times 10^{+00}$	$2 \times 10^{+00}$
Zn-69		$1{,}0 \times 10^{+03}$	$3{,}2 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$6{,}2 \times 10^{-01}$	$3 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Zn-69m		$3{,}4 \times 10^{+00}$	$4{,}0 \times 10^{+00}$	$1{,}7 \times 10^{+02}$	$5{,}9 \times 10^{-01}$	$3 \times 10^{+00}$	6×10^{-01}
Zr-88		$2{,}6 \times 10^{+00}$	$1{,}0 \times 10^{+03}$	$1{,}4 \times 10^{+01}$	$2{,}1 \times 10^{+01}$	$3 \times 10^{+00}$	$3 \times 10^{+00}$
Zr-93		—	$1{,}0 \times 10^{+03}$	Sin límite	Sin límite	Sin límite	Ilimitado
Zr-95		$1{,}8 \times 10^{+00}$	$4{,}5 \times 10^{+02}$	$9{,}1 \times 10^{+00}$	$8{,}5 \times 10^{-01}$	$2 \times 10^{+00}$	8×10^{-01}
Zr-97		$9{,}2 \times 10^{-01}$	$3{,}7 \times 10^{-01}$	$5{,}0 \times 10^{+01}$	$5{,}6 \times 10^{-01}$	4×10^{-01}	4×10^{-01}

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Consideración de las propiedades físicas y químicas

I.84. Otro factor considerado en la reunión del Grupo de Trabajo Especial fue la necesidad de aplicar límites adicionales para materiales cuyas propiedades físicas pudieran invalidar las hipótesis utilizadas para deducir los valores Q anteriormente expuestos. Estos criterios son aplicables a los materiales que puedan volverse volátiles a las elevadas temperaturas que podrían producirse en un incendio o que pudieran transportarse como polvos finamente divididos, en especial para el modelo utilizado a efectos de evaluar los valores Q_C. No obstante, se consideró en definitiva que solamente en las circunstancias más extremas se rebasaría el factor de incorporación supuesto de 10^{-6} y que era innecesaria una modificación especial del modelo de Q_C para estos materiales.

I.85. Como en el caso de la edición de 1985 del Reglamento de Transporte, no se consideraron las formas o propiedades químicas de los radionucleidos. No obstante, en la determinación de los valores Q_C se utilizaron los valores más restrictivos de los coeficientes de dosis recomendados por la CIPR [I.8].

Vías múltiples de exposición

I.86. Con arreglo a la edición de 1985 del Reglamento de Transporte, en el presente documento se considera por separado la deducción de cada valor Q y, en consecuencia, cada vía potencial de exposición. En general, esto propiciará el cumplimiento de los criterios dosimétricos antes definidos, siempre que las dosis que reciban las personas expuestas cerca de un bulto deteriorado se deban principalmente a una vía de exposición. Ahora bien, esto no sucederá necesariamente si dos o más valores Q se aproximan mucho entre sí. Por ejemplo, en el caso de un radionucleido transportado como material radiactivo en forma especial para el que $Q_A \approx Q_B$, la dosis efectiva y la dosis equivalente en piel de una persona expuesta podrían aproximarse a 50 mSv y a 0,5 Sv, respectivamente, sobre la base de los modelos del sistema Q. Un examen del cuadro I.2 demuestra que este criterio es aplicable solo a un número relativamente reducido de radionucleidos y por esta razón las vías de exposición se siguen tratando de manera independiente en el sistema Q.

Mezclas de radionucleidos

I.87. Finalmente, es necesario considerar los límites del contenido de los bultos para las mezclas de radionucleidos, incluido el caso especial de mezclas de productos de fisión. Para mezclas cuyas identidades y actividades sean conocidas es necesario demostrar que:

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

$$\sum_i \frac{B(i)}{A_1(i)} + \sum_j \frac{C(j)}{A_2(j)} \leq 1$$

donde

B(i) es la actividad del radionucleido i como material en forma especial;
$A_1(i)$ es el valor A_1 para el radionucleido i;
C(j) es la actividad del radionucleido j como material en forma no especial; y
$A_2(j)$ es el valor A_2 para el radionucleido j.

I.88. Otro método para el cálculo de los valores de las mezclas puede ser el siguiente:

$$X_m \text{ para la mezcla} = \frac{1}{\sum_i \frac{f(i)}{X(i)}}$$

donde

f(i) es la fracción de actividad del radionucleido i en la mezcla;
X(i) es el valor A_1 o A_2, según proceda, para el radionucleido; y
X_m es el valor A_1 o A_2 calculado para la mezcla.

CADENAS DE DESINTEGRACIÓN UTILIZADAS EN EL SISTEMA Q

I.89. En la observación a) del cuadro 2 del Reglamento de Transporte se tabulan las diversas cadenas de desintegración empleadas para el desarrollo de los valores A_1 y A_2 en el sistema Q, como se indica en los párrafos I.55 a I.57.

CONCLUSIONES

I.90. El sistema Q descrito en el presente documento representa una actualización del sistema A_1/A_2 que se aplicó inicialmente en la edición de 1985 del Reglamento de Transporte para determinar el contenido de los bultos del Tipo A y otros límites. En él se incorporan las más recientes recomendaciones de la CIPR y, mediante la identificación explícita de los criterios dosimétricos en que se basa la obtención de estos límites, se establece una base firme y justificable para el Reglamento de Transporte.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

I.91. El sistema Q en estos momentos tiene las siguientes características:

a) los criterios radiológicos y las hipótesis de exposición empleados en la edición de 1985 del Reglamento de Transporte se han revisado y mantenido;
b) se ha adoptado la magnitud de dosis efectiva de la Publicación Nº 60 de la CIPR [I.8];
c) se ha revisado de manera rigurosa la evaluación de la dosis externa debida a fotones y a partículas beta; y
d) la evaluación de las incorporaciones por inhalación se expresa ahora en función de la dosis efectiva y se basa en los coeficientes de dosis de las NBS [I.10] y en la Publicación Nº 68 de la CIPR [I.9].

No se descarta una futura revisión basada en posteriores avances.

REFERENCIAS DEL APÉNDICE I

[I.1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, International Studies on Certain Aspects of the Safe Transport of Radioactive Materials, 1980–1985, IAEA-TECDOC-375, OIEA, Viena (1986).
[I.2] GOLDFINCH, E.P., MACDONALD, H.F., Dosimetric aspects of permitted activity leakage rates for Type B packages for the transport of radioactive materials, Radiat. Prot. Dosim. **2** (1982) 75.
[I.3] MACDONALD, H.F., GOLDFINCH, E.P., "An alternative approach to the A_1/A_2 system for determining package contents limits and permitted releases of radioactivity from transport packages", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 80 (Proc. Int. Symp. Berlin, 1980), Bundesanstalt für Materialprüfung, Berlin (1980).
[I.4] MACDONALD, H.F., GOLDFINCH, E.P., Dosimetric aspects of Type A package contents limits under the IAEA Regulations, Radiat. Prot. Dosim. **1** (1981) 29–42.
[I.5] MACDONALD, H.F., GOLDFINCH, E.P., Dosimetric aspects of Type A package contents limits under the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials — Supplementary list of isotopes, Radiat. Prot. Dosim. **1** (1981) 199–202.
[I.6] GOLDFINCH, E.P., MACDONALD, H.F., "A review of some radiological aspects of the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials", Radiological Protection — Advances in Theory and Practice (Proc. Symp. Inverness, 1982), Society for Radiological Protection, Berkeley, UK (1982).
[I.7] GOLDFINCH, E.P., MACDONALD, H.F., "IAEA regulations for the safe transport of radioactive materials: Revised A_1 and A_2 values", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 83 (Proc. Int. Symp. New Orleans, 1983), Oak Ridge Natl Lab., TN (1983).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[I.8] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Recomendaciones de 1990 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica, Publicación ICRP-60, Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR) - EDICOMPLET, S.A., Madrid (1995).

[I.9] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication 68, Pergamon Press, Oxford and New York (1995).

[I.10] ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA ALIMENTACIÓN Y LA AGRICULTURA, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación, *Colección Seguridad del OIEA* Nº 115, OIEA, Viena (1997).

[I.11] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Radionuclide Transformations — Energy and Intensity Data of Emissions, ICRP Publication 38, Pergamon Press, Oxford and New York (1983).

[I.12] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Data for Use in Protection against External Radiation, Publication 51, Pergamon Press, Oxford and New York (1987).

[I.13] ECKERMAN, K.F., WESTFALL, R.J., RYMAN, J.C., CRISTY, M., Nuclear Decay Data Files of the Dosimetry Research Group, Rep. ORNL/TM-12350, Oak Ridge Natl Lab., TN (1993).

[I.14] CROSS, W.G., ING, H., FREEDMAN, N.O., WONG, P.J., Table of beta-ray dose distributions in an infinite water medium, Health Phys. **63** (1992) 2.

[I.15] CROSS, W.G., ING, H., FREEDMAN, N.O., MAINVILLE, J., Tables of Beta-Ray Dose Distributions in Water, Air, and Other Media, Rep. AECL-7617, Atomic Energy of Canada Ltd, Chalk River, ON (1982).

[I.16] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication 26, Pergamon Press, Oxford and New York (1977).

[I.17] CROSS, W.G., ING, H., FREEDMAN, N.O., MAINVILLE, J., Tables of Beta-Ray Dose Distributions in Water, Air, and Other Media, Rep. AECL-2793, Atomic Energy of Canada Ltd, Chalk River, ON (1967).

[I.18] BAILEY, M.R., BETA: A Computer Program for Calculating Beta Dose Rates from Point and Plane Sources, Rep. RD/B/N2763, Central Electricity Generating Board, London (1973).

[I.19] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication 30, Parts 1–3, Pergamon Press, Oxford and New York (1980).

[I.20] LOHMANN, D.H., "Transport of radioactive materials: A review of damage to packages from the radiochemical centre during transport", Packaging and Transportation

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

of Radioactive Materials, PATRAM 80 (Proc. Int. Symp. Berlin, 1980), Bundesanstalt für Materialprüfung, Berlin (1980).

[I.21] HADJIANTONION, A., ARMIRIOTIS, J., ZANNOS, A., "The performance of Type A packaging under air crash and fire accident conditions", ibid.

[I.22] TAYLOR, C.B.G., "Radioisotope packages in crush and fire", ibid.

[I.23] STEWART, K., Principal Characteristics of Radioactive Contaminants Which May Appear in the Atmosphere, Progress in Nuclear Energy, Series 12, Health Physics, Vol. 2, Pergamon Press, Oxford and New York (1969).

[I.24] WEHNER, G., "The importance of reportable events in public acceptance", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 83 (Proc. Int. Symp. New Orleans, 1983), Oak Ridge Natl Lab., TN (1983).

[I.25] BRYANT, P.M., Methods of Estimation of the Dispersion of Windborne Material and Data to Assist in their Application, Rep. AHSB(RP)R42, United Kingdom Atomic Energy Authority, Berkeley, UK (1964).

[I.26] DUNSTER, H.J., Maximum Permissible Levels of Skin Contamination, Rep. AHSB (RP)R78, United Kingdom Atomic Energy Authority, Harwell, UK (1967).

[I.27] CROSS, W.G., FREEDMAN, N.O., WONG, P.Y., Beta ray dose distributions from skin contamination, Radiat. Prot. Dosim. **40** 3 (1992) 149–168.

[I.28] UNITED STATES ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY, External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil, Federal Guidance Rep. No. 12, USEPA, Washington, DC (1993).

[I.29] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Data for Protection against Ionizing Radiation from External Sources: Supplement to ICRP Publication 15, Publication 21, Pergamon Press, Oxford and New York (1973).

[I.30] ECKERMAN, K.F., RAWL, R., HUGHES, J.S., BOLOGNA, L., "Type A package limits of spontaneous fission radionuclides", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2001 (Proc. Int. Symp. Chicago, 2001), Department of Energy, Washington, DC (2001).

[I.31] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, Publication 74, Pergamon Press, Oxford and New York (1996).

[I.32] FAIRBAIRN, A., MORLEY, F., KOLB, W., "The classification of radionuclides for transport purposes", The Safe Transport of Radioactive Materials (GIBSON, R., Ed.), Pergamon Press, Oxford and New York (1966) 44–46.

[I.33] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Limits for Inhalation of Radon Daughters by Workers, Publication 32, Pergamon Press, Oxford and New York (1981).

[I.34] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection (As Amended 1959 and revised 1962), Publication 6, Pergamon Press, Oxford and New York (1964).

[I.35] AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS, Standard Specification for Uranium Hexafluoride Enriched to Less than 5% U-235, ASTM C996-90, ASTM, Philadelphia, PA (1991).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[I.36] MACDONALD, H.F., Radiological Limits in the Transport of Irradiated Nuclear Fuels, Rep. TPRD/B/0388/N84, Central Electricity Generating Board, Berkeley, UK (1984).

[I.37] MACDONALD, H.F., "Individual and collective doses arising in the transport of irradiated nuclear fuels", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 80 (Proc. Int. Symp. Berlin, 1980), Bundesanstalt für Materialprüfung, Berlin (1980).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Apéndice II

PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS, COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA

II.1. En el cuadro II.1 figura un listado del período de semidesintegración y de la actividad específica de cada radionucleido, que se han calculado utilizando la ecuación indicada en el párrafo 240.2 (véase la referencia [II.1]). Según lo especificado en el párrafo 240 del Reglamento de Transporte, la actividad específica de un radionucleido es la "actividad por unidad de masa de ese nucleido", mientras que por actividad específica de un material "se entenderá la actividad por unidad de masa o de un material en el que los radionucleidos estén distribuidos de modo esencialmente uniforme". Los valores específicos de actividad enumerados en el cuadro II.1 se relacionan con el radionucleido y no con el material.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
Ac-225	Actinio (89)	10d	$8,640 \times 10^{5}$	$2,150 \times 10^{15}$
Ac-227		21,773 a	$6,866 \times 10^{8}$	$2,682 \times 10^{12}$
Ac-228		6,13 h	$2,207 \times 10^{4}$	$8,308 \times 10^{16}$
Ag-105	Plata (47)	41 d	$3,542 \times 10^{6}$	$1,124 \times 10^{15}$
Ag-108m		127 a	$4,005 \times 10^{9}$	$9,664 \times 10^{11}$
Ag-110m		249,9 d	$2,159 \times 10^{7}$	$1,760 \times 10^{14}$
Ag-111		7,45 d	$6,437 \times 10^{5}$	$5,850 \times 10^{15}$
Al-26	Aluminio (13)	$7,16 \times 10^{5}$ a	$2,258 \times 10^{13}$	$7,120 \times 10^{8}$
Am-241	Americio (95)	432,2 a	$1,363 \times 10^{10}$	$1,273 \times 10^{11}$
Am-242m		152 a	$4,793 \times 10^{9}$	$3,603 \times 10^{11}$
Am-243		7380 a	$2,327 \times 10^{11}$	$7,391 \times 10^{9}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
Ar-37	Argón (18)	35,02 d	$3,026 \times 10^{6}$	$3,734 \times 10^{15}$
Ar-39		269 a	$8,483 \times 10^{9}$	$1,263 \times 10^{12}$
Ar-41		1,827 h	$6,577 \times 10^{3}$	$1,550 \times 10^{18}$
As-72	Arsénico (33)	26 h	$9,360 \times 10^{4}$	$6,203 \times 10^{16}$
As-73		80,3 d	$6,938 \times 10^{6}$	$8,253 \times 10^{14}$
As-74		17,76 d	$1,534 \times 10^{6}$	$3,681 \times 10^{15}$
As-76		26,32 h	$9,475 \times 10^{4}$	$5,805 \times 10^{16}$
As-77		38,8 h	$1,397 \times 10^{5}$	$3,886 \times 10^{16}$
At-211	Astato (85)	7,214 h	$2,597 \times 10^{4}$	$7,628 \times 10^{16}$
Au-193	Oro (79)	17,65 h	$6,354 \times 10^{4}$	$3,409 \times 10^{16}$
Au-194		39,5 h	$1,422 \times 10^{5}$	$1,515 \times 10^{16}$
Au-195		183 d	$1,581 \times 10^{7}$	$1,356 \times 10^{14}$
Au-198		2,696 d	$2,329 \times 10^{5}$	$9,063 \times 10^{15}$
Au-199		3,139 d	$2,712 \times 10^{5}$	$7,745 \times 10^{15}$
Ba-131	Bario (56)	11,8 d	$1,020 \times 10^{6}$	$3,130 \times 10^{15}$
Ba-133		10,74 a	$3,387 \times 10^{8}$	$9,279 \times 10^{12}$
Ba-133m		38,9 h	$1,400 \times 10^{5}$	$2,244 \times 10^{16}$
Ba-140		12,74 d	$1,101 \times 10^{6}$	$2,712 \times 10^{15}$
Be-7	Berilio (4)	53,3 d	$4,605 \times 10^{6}$	$1,297 \times 10^{16}$
Be-10		$1,6 \times 10^{6}$ a	$5,046 \times 10^{13}$	$8,284 \times 10^{8}$
Bi-205	Bismuto (83)	15,31 d	$1,323 \times 10^{6}$	$1,541 \times 10^{15}$
Bi-206		6,243 d	$5,394 \times 10^{5}$	$3,762 \times 10^{15}$
Bi-207		38 a	$1,198 \times 10^{9}$	$1,685 \times 10^{12}$
Bi-210		5,012 d	$4,330 \times 10^{5}$	$4,597 \times 10^{15}$
Bi-210m		$3,0 \times 10^{6}$ a	$9,461 \times 10^{13}$	$2,104 \times 10^{7}$
Bi-212		60,55 min	$3,633 \times 10^{3}$	$5,427 \times 10^{17}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
Bk-247	Berquelio (97)	1380 a	$4,352 \times 10^{10}$	$3,889 \times 10^{10}$
Bk-249		320 d	$2,765 \times 10^{7}$	$6,072 \times 10^{13}$
Br-76	Bromo (35)	16,2 h	$5,832 \times 10^{4}$	$9,431 \times 10^{16}$
Br-77		56 h	$2,016 \times 10^{5}$	$2,693 \times 10^{16}$
Br-82		35,3 h	$1,271 \times 10^{5}$	$4,011 \times 10^{16}$
C-11	Carbono (6)	20,38 min	$1,223 \times 10^{3}$	$3,108 \times 10^{19}$
C-14		5730 a	$1,807 \times 10^{11}$	$1,652 \times 10^{11}$
Ca-41	Calcio (20)	$1,4 \times 10^{5}$ a	$4,415 \times 10^{12}$	$2,309 \times 10^{9}$
Ca-45		163 d	$1,408 \times 10^{7}$	$6,596 \times 10^{14}$
Ca-47		4,53 d	$3,914 \times 10^{5}$	$2,272 \times 10^{16}$
Cd-109	Cadmio (48)	464 d	$4,009 \times 10^{7}$	$9,566 \times 10^{13}$
Cd-113m		13,6 a	$4,289 \times 10^{8}$	$8,625 \times 10^{12}$
Cd-115		53,46 h	$1,925 \times 10^{5}$	$1,889 \times 10^{16}$
Cd-115m		44,6 d	$3,853 \times 10^{6}$	$9,433 \times 10^{14}$
Ce-139	Cerio (58)	137,66 d	$1,189 \times 10^{7}$	$2,528 \times 10^{14}$
Ce-141		32,501 d	$2,808 \times 10^{6}$	$1,056 \times 10^{15}$
Ce-143		33 h	$1,188 \times 10^{5}$	$2,461 \times 10^{16}$
Ce-144		284,3 d	$2,456 \times 10^{7}$	$1,182 \times 10^{14}$
Cf-248	Californio (98)	333,5 d	$2,881 \times 10^{7}$	$5,849 \times 10^{13}$
Cf-249		350,6 a	$1,106 \times 10^{10}$	$1,518 \times 10^{11}$
Cf-250		13,08 a	$4,125 \times 10^{8}$	$4,053 \times 10^{12}$
Cf-251		898 a	$2,832 \times 10^{10}$	$5,881 \times 10^{10}$
Cf-252		2,638 a	$8,319 \times 10^{7}$	$1,994 \times 10^{13}$
Cf-253		17,81 d	$1,539 \times 10^{6}$	$1,074 \times 10^{15}$
Cf-254		60,5 d	$5,227 \times 10^{6}$	$3,148 \times 10^{14}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
Cl-36	Cloro (17)	$3{,}01 \times 10^{5}$ a	$9{,}492 \times 10^{12}$	$1{,}223 \times 10^{9}$
Cl-38		37,21 min	$2{,}233 \times 10^{3}$	$4{,}927 \times 10^{18}$
Cm-240	Curio (96)	27 d	$2{,}333 \times 10^{6}$	$7{,}466 \times 10^{14}$
Cm-241		32,8 d	$2{,}834 \times 10^{6}$	$6{,}120 \times 10^{14}$
Cm-242		162,8 d	$1{,}407 \times 10^{7}$	$1{,}228 \times 10^{14}$
Cm-243		28,5 a	$8{,}988 \times 10^{8}$	$1{,}914 \times 10^{12}$
Cm-244		18,11 a	$5{,}711 \times 10^{8}$	$3{,}000 \times 10^{12}$
Cm-245		8500 a	$2{,}681 \times 10^{11}$	$6{,}365 \times 10^{9}$
Cm-246		4730 a	$1{,}492 \times 10^{11}$	$1{,}139 \times 10^{10}$
Cm-247		$1{,}56 \times 10^{7}$ a	$4{,}920 \times 10^{14}$	$3{,}440 \times 10^{6}$
Cm-248		$3{,}39 \times 10^{5}$ a	$1{,}069 \times 10^{13}$	$1{,}577 \times 10^{8}$
Co-55	Cobalto (27)	17,54 h	$6{,}314 \times 10^{4}$	$1{,}204 \times 10^{17}$
Co-56		78,76 d	$6{,}805 \times 10^{6}$	$1{,}097 \times 10^{15}$
Co-57		270,9 d	$2{,}341 \times 10^{7}$	$3{,}133 \times 10^{14}$
Co-58		70,8 d	$6{,}117 \times 10^{6}$	$1{,}178 \times 10^{15}$
Co-58m		9,15 h	$3{,}294 \times 10^{4}$	$2{,}188 \times 10^{17}$
Co-60		5,271 a	$1{,}662 \times 10^{8}$	$4{,}191 \times 10^{13}$
Cr-51	Cromo (24)	27,704 d	$2{,}394 \times 10^{6}$	$3{,}424 \times 10^{15}$
Cs-129	Cesio (55)	32,06 h	$1{,}154 \times 10^{5}$	$2{,}808 \times 10^{16}$
Cs-131		9,69 d	$8{,}372 \times 10^{5}$	$3{,}811 \times 10^{15}$
Cs-132		6,475 d	$5{,}594 \times 10^{5}$	$5{,}660 \times 10^{15}$
Cs-134		2,062 a	$6{,}503 \times 10^{7}$	$4{,}797 \times 10^{13}$
Cs-134m		2,9 h	$1{,}044 \times 10^{4}$	$2{,}988 \times 10^{17}$
Cs-135		$2{,}3 \times 10^{6}$ a	$7{,}253 \times 10^{13}$	$4{,}269 \times 10^{7}$
Cs-136		13,1 d	$1{,}132 \times 10^{6}$	$2{,}716 \times 10^{15}$
Cs-137		30 a	$9{,}461 \times 10^{8}$	$3{,}225 \times 10^{12}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
Cu-64	Cobre (29)	12,701 h	$4,572 \times 10^{4}$	$1,428 \times 10^{17}$
Cu-67		61,86 h	$2,227 \times 10^{5}$	$2,801 \times 10^{16}$
Dy-159	Disprosio (66)	144,4 d	$1,248 \times 10^{7}$	$2,107 \times 10^{14}$
Dy-165		2,334 h	$8,402 \times 10^{3}$	$3,015 \times 10^{17}$
Dy-166		81,6 h	$2,938 \times 10^{5}$	$8,572 \times 10^{15}$
Er-169	Erbio (68)	9,3 d	$8,035 \times 10^{5}$	$3,078 \times 10^{15}$
Er-171		7,52 h	$2,707 \times 10^{4}$	$9,029 \times 10^{16}$
Eu-147	Europio (63)	24 d	$2,074 \times 10^{6}$	$1,371 \times 10^{15}$
Eu-148		54,5 d	$4,709 \times 10^{6}$	$5,998 \times 10^{14}$
Eu-149		93,1 d	$8,044 \times 10^{6}$	$3,488 \times 10^{14}$
Eu-150 (período corto)		12,62 h	$4,543 \times 10^{4}$	$6,134 \times 10^{16}$
Eu-150 (período largo)		34,2 a	$1,079 \times 10^{9}$	$2,584 \times 10^{12}$
Eu-152		13,33 a	$4,204 \times 10^{8}$	$6,542 \times 10^{12}$
Eu-152m		9,32 h	$3,355 \times 10^{4}$	$8,196 \times 10^{16}$
Eu-154		8,8 a	$2,775 \times 10^{8}$	$9,781 \times 10^{12}$
Eu-155		4,96 a	$1,564 \times 10^{8}$	$1,724 \times 10^{13}$
Eu-156		15,19 d	$1,312 \times 10^{6}$	$2,042 \times 10^{15}$
F-18	Flúor (9)	109,77 min	$6,586 \times 10^{3}$	$3,526 \times 10^{18}$
Fe-52	Hierro (26)	8,275 h	$2,979 \times 10^{4}$	$2,698 \times 10^{17}$
Fe-55		2,7 a	$8,515 \times 10^{7}$	$8,926 \times 10^{13}$
Fe-59		44,529 d	$3,847 \times 10^{6}$	$1,841 \times 10^{15}$
Fe-60		$1,0 \times 10^{5}$ a	$3,154 \times 10^{12}$	$2,209 \times 10^{9}$
Ga-67	Galio (31)	78,26 h	$2,817 \times 10^{5}$	$2,214 \times 10^{16}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
Ga-68		68 min	$4{,}080 \times 10^{3}$	$1{,}507 \times 10^{18}$
Ga-72		14,1 h	$5{,}076 \times 10^{4}$	$1{,}144 \times 10^{17}$
Gd-146	Gadolinio (64)	48,3 d	$4{,}173 \times 10^{6}$	$6{,}861 \times 10^{14}$
Gd-148		93 a	$2{,}933 \times 10^{9}$	$9{,}630 \times 10^{11}$
Gd-153		242 d	$2{,}091 \times 10^{7}$	$1{,}307 \times 10^{14}$
Gd-159		18,56 h	$6{,}682 \times 10^{4}$	$3{,}935 \times 10^{16}$
Ge-68	Germanio (32)	288 d	$2{,}488 \times 10^{7}$	$2{,}470 \times 10^{14}$
Ge-71		11,8 d	$1{,}020 \times 10^{6}$	$5{,}775 \times 10^{15}$
Ge-77		11,3 h	$4{,}068 \times 10^{4}$	$1{,}334 \times 10^{17}$
Hf-172	Hafnio (72)	1,87 a	$5{,}897 \times 10^{7}$	$4{,}121 \times 10^{13}$
Hf-175		70 d	$6{,}048 \times 10^{6}$	$3{,}949 \times 10^{14}$
Hf-181		42,4 d	$3{,}663 \times 10^{6}$	$6{,}304 \times 10^{14}$
Hf-182		$9{,}0 \times 10^{6}$ a	$2{,}838 \times 10^{14}$	$8{,}092 \times 10^{6}$
Hg-194	Mercurio (80)	260 a	$8{,}199 \times 10^{9}$	$2{,}628 \times 10^{11}$
Hg-195m		41,6 h	$1{,}498 \times 10^{5}$	$1{,}431 \times 10^{16}$
Hg-197		64,1 h	$2{,}308 \times 10^{5}$	$9{,}195 \times 10^{15}$
Hg-197m		23,8 h	$8{,}568 \times 10^{4}$	$2{,}476 \times 10^{16}$
Hg-203		46,6 d	$4{,}026 \times 10^{6}$	$5{,}114 \times 10^{14}$
Ho-166	Holmio (67)	26,8 h	$9{,}648 \times 10^{4}$	$2{,}610 \times 10^{16}$
Ho-166m		1200 a	$3{,}784 \times 10^{10}$	$6{,}655 \times 10^{10}$
I-123	Yodo (53)	13,2 h	$4{,}752 \times 10^{4}$	$7{,}151 \times 10^{16}$
I-124		4,18 d	$3{,}612 \times 10^{5}$	$9{,}334 \times 10^{15}$
I-125		60,14 d	$5{,}196 \times 10^{6}$	$6{,}436 \times 10^{14}$
I-126		13,02 d	$1{,}125 \times 10^{6}$	$2{,}949 \times 10^{15}$
I-129		$1{,}57 \times 10^{7}$ a	$4{,}951 \times 10^{14}$	$6{,}545 \times 10^{6}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
I-131		8,04 d	$6,947 \times 10^{5}$	$4,593 \times 10^{15}$
I-132		2,3 h	$8,280 \times 10^{3}$	$3,824 \times 10^{17}$
I-133		20,8 h	$7,488 \times 10^{4}$	$4,197 \times 10^{16}$
I-134		52,6 min	$3,156 \times 10^{3}$	$9,884 \times 10^{17}$
I-135		6,61 h	$2,380 \times 10^{4}$	$1,301 \times 10^{17}$
In-111	Indio (49)	2,83 d	$2,445 \times 10^{5}$	$1,540 \times 10^{16}$
In-113m		1,658 h	$5,969 \times 10^{3}$	$6,197 \times 10^{17}$
In-114m		49,51 d	$4,278 \times 10^{6}$	$8,572 \times 10^{14}$
In-115m		4,486 h	$1,615 \times 10^{4}$	$2,251 \times 10^{17}$
Ir-189	Iridio (77)	13,3 d	$1,149 \times 10^{6}$	$1,925 \times 10^{15}$
Ir-190		12,1 d	$1,045 \times 10^{6}$	$2,104 \times 10^{15}$
Ir-192		74,02 d	$6,395 \times 10^{6}$	$3,404 \times 10^{14}$
Ir-194		19,15 h	$6,894 \times 10^{4}$	$3,125 \times 10^{16}$
K-40	Potasio (19)	$1,28 \times 10^{9}$ a	$4,037 \times 10^{16}$	$2,589 \times 10^{5}$
K-42		12,36 h	$4,450 \times 10^{4}$	$2,237 \times 10^{17}$
K-43		22,6 h	$8,136 \times 10^{4}$	$1,195 \times 10^{17}$
Kr-81	Criptón (36)	$2,1 \times 10^{5}$ a	$6,623 \times 10^{12}$	$7,792 \times 10^{8}$
Kr-85		10,72 a	$3,381 \times 10^{8}$	$1,455 \times 10^{13}$
Kr-85m		4,48 h	$1,613 \times 10^{4}$	$3,049 \times 10^{17}$
Kr-87		76,3 min	$4,578 \times 10^{3}$	$1,049 \times 10^{18}$
La-137	Lantano (57)	$6,0 \times 10^{4}$ a	$1,892 \times 10^{12}$	$1,612 \times 10^{9}$
La-140		40,272 h	$1,450 \times 10^{5}$	$2,059 \times 10^{16}$
Lu-172	Lutecio (71)	6,7 d	$5,789 \times 10^{5}$	$4,198 \times 10^{15}$
Lu-173		1,37 a	$4,320 \times 10^{7}$	$5,592 \times 10^{13}$
Lu-174		3,31 a	$1,044 \times 10^{8}$	$2,301 \times 10^{13}$
Lu-174m		142 d	$1,227 \times 10^{7}$	$1,958 \times 10^{14}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
Lu-177		6,71 d	$5,797 \times 10^{5}$	$4,073 \times 10^{15}$
Mg-28	Magnesio (12)	20,91 h	$7,528 \times 10^{4}$	$1,983 \times 10^{17}$
Mn-52	Manganeso (25)	5,591 d	$4,831 \times 10^{5}$	$1,664 \times 10^{16}$
Mn-53		$3,7 \times 10^{6}$ a	$1,167 \times 10^{14}$	$6,759 \times 10^{7}$
Mn-54		312,5 d	$2,700 \times 10^{7}$	$2,867 \times 10^{14}$
Mn-56		2,5785 h	$9,283 \times 10^{3}$	$8,041 \times 10^{17}$
Mo-93	Molibdeno (42)	3500 a	$1,104 \times 10^{11}$	$4,072 \times 10^{10}$
Mo-99		66 h	$2,376 \times 10^{5}$	$1,777 \times 10^{16}$
N-13	Nitrógeno (7)	9,965 min	$5,979 \times 10^{2}$	$5,378 \times 10^{19}$
Na-22	Sodio (11)	2,602 a	$8,206 \times 10^{7}$	$2,315 \times 10^{14}$
Na-24		15 h	$5,400 \times 10^{4}$	$3,225 \times 10^{17}$
Nb-93m	Niobio (41)	13,6 a	$4,289 \times 10^{8}$	$1,048 \times 10^{13}$
Nb-94		$2,03 \times 10^{4}$ a	$6,402 \times 10^{11}$	$6,946 \times 10^{9}$
Nb-95		35,15 d	$3,037 \times 10^{6}$	$1,449 \times 10^{15}$
Nb-97		72,1 min	$4,326 \times 10^{3}$	$9,961 \times 10^{17}$
Nd-147	Neodimio (60)	10,98 d	$9,487 \times 10^{5}$	$2,997 \times 10^{15}$
Nd-149		1,73 h	$6,228 \times 10^{3}$	$4,504 \times 10^{17}$
Ni-59	Níquel (28)	$7,5 \times 10^{4}$ a	$2,365 \times 10^{12}$	$2,995 \times 10^{9}$
Ni-63		96 a	$3,027 \times 10^{9}$	$2,192 \times 10^{12}$
Ni-65		2,52 h	$9,072 \times 10^{3}$	$7,089 \times 10^{17}$
Np-235	Neptunio (93)	396,1 d	$3,422 \times 10^{7}$	$5,197 \times 10^{13}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
Np-236 (período largo)		$1,15 \times 10^5$ a	$3,627 \times 10^{12}$	$4,884 \times 10^8$
Np-236 (período corto)		22,5 h	$8,100 \times 10^4$	$2,187 \times 10^{16}$
Np-237		$2,14 \times 10^6$ a	$6,749 \times 10^{13}$	$2,613 \times 10^7$
Np-239		2,355 d	$2,035 \times 10^5$	$8,596 \times 10^{15}$
Os-185	Osmio (76)	94 d	$8,122 \times 10^6$	$2,782 \times 10^{14}$
Os-191		15,4 d	$1,331 \times 10^6$	$1,645 \times 10^{15}$
Os-191m		13,03 h	$4,691 \times 10^4$	$4,665 \times 10^{16}$
Os-193		30 h	$1,080 \times 10^5$	$2,005 \times 10^{16}$
Os-194		6 a	$1,892 \times 10^8$	$1,139 \times 10^{13}$
P-32	Fósforo (15)	14,29 d	$1,235 \times 10^6$	$1,058 \times 10^{16}$
P-33		25,4 d	$2,195 \times 10^6$	$5,772 \times 10^{15}$
Pa-230	Protactinio (91)	17,4 d	$1,503 \times 10^6$	$1,209 \times 10^{15}$
Pa-231		32 760 a	$1,033 \times 10^{12}$	$1,752 \times 10^9$
Pa-233		27 d	$2,333 \times 10^6$	$7,690 \times 10^{14}$
Pb-201	Plomo (82)	9,4 h	$3,384 \times 10^4$	$6,145 \times 10^{16}$
Pb-202		$3,0 \times 10^5$ a	$9,461 \times 10^{12}$	$2,187 \times 10^8$
Pb-203		52,05 h	$1,874 \times 10^5$	$1,099 \times 10^{16}$
Pb-205		$1,43 \times 10^7$ a	$4,510 \times 10^{14}$	$4,521 \times 10^6$
Pb-210		22,3 a	$7,033 \times 10^8$	$2,830 \times 10^{12}$
Pb-212		10,64 h	$3,830 \times 10^4$	$5,147 \times 10^{16}$
Pd-103	Paladio (46)	16,96 d	$1,465 \times 10^6$	$2,769 \times 10^{15}$
Pd-107		$6,5 \times 10^6$ a	$2,050 \times 10^{14}$	$1,906 \times 10^7$
Pd-109		13,427 h	$4,834 \times 10^4$	$7,934 \times 10^{16}$
Pm-143	Prometio (61)	265 d	$2,290 \times 10^7$	$1,277 \times 10^{14}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
Pm-144		363 d	$3,136 \times 10^{7}$	$9,255 \times 10^{13}$
Pm-145		17,7 a	$5,582 \times 10^{8}$	$5,165 \times 10^{12}$
Pm-147		2,6234 a	$8,273 \times 10^{7}$	$3,437 \times 10^{13}$
Pm-148m		41,3 d	$3,568 \times 10^{6}$	$7,915 \times 10^{14}$
Pm-149		53,08 h	$1,911 \times 10^{5}$	$1,468 \times 10^{16}$
Pm-151		28,4 h	$1,022 \times 10^{5}$	$2,708 \times 10^{16}$
Po-210	Polonio (84)	138,38 d	$1,196 \times 10^{7}$	$1,665 \times 10^{14}$
Pr-142	Praseodimio (59)	19,13 h	$6,887 \times 10^{4}$	$4,274 \times 10^{16}$
Pr-143		13,56 d	$1,172 \times 10^{6}$	$2,495 \times 10^{15}$
Pt-188	Platino (78)	10,2 d	$8,813 \times 10^{5}$	$2,523 \times 10^{15}$
Pt-191		2,8 d	$2,419 \times 10^{5}$	$9,046 \times 10^{15}$
Pt-193		50 a	$1,577 \times 10^{9}$	$1,374 \times 10^{12}$
Pt-193m		4,33 d	$3,741 \times 10^{5}$	$5,789 \times 10^{15}$
Pt-195m		4,02 d	$3,473 \times 10^{5}$	$6,172 \times 10^{15}$
Pt-197		18,3 h	$6,588 \times 10^{4}$	$3,221 \times 10^{16}$
Pt-197m		94,4 min	$5,664 \times 10^{3}$	$3,746 \times 10^{17}$
Pu-236	Plutonio (94)	2,851 a	$8,991 \times 10^{7}$	$1,970 \times 10^{13}$
Pu-237		45,3 d	$3,914 \times 10^{6}$	$4,506 \times 10^{14}$
Pu-238		87,74 a	$2,767 \times 10^{9}$	$6,347 \times 10^{11}$
Pu-239		24065 a	$7,589 \times 10^{11}$	$2,305 \times 10^{9}$
Pu-240		6537 a	$2,062 \times 10^{11}$	$8,449 \times 10^{9}$
Pu-241		14,4 a	$4,541 \times 10^{8}$	$3,819 \times 10^{12}$
Pu-242		$3,763 \times 10^{5}$ a	$1,187 \times 10^{13}$	$1,456 \times 10^{8}$
Pu-244		$8,26 \times 10^{7}$ a	$2,605 \times 10^{15}$	$6,577 \times 10^{5}$
Ra-223	Radio (88)	11,434 d	$9,879 \times 10^{5}$	$1,897 \times 10^{15}$
Ra-224		3,66 d	$3,162 \times 10^{5}$	$5,901 \times 10^{15}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
Ra-225		14,8 d	$1,279 \times 10^{6}$	$1,453 \times 10^{15}$
Ra-226		1600 a	$5,046 \times 10^{10}$	$3,666 \times 10^{10}$
Ra-228		5,75 a	$1,813 \times 10^{8}$	$1,011 \times 10^{13}$
Rb-81	Rubidio (37)	4,58 h	$1,649 \times 10^{4}$	$3,130 \times 10^{17}$
Rb-83		86,2 d	$7,448 \times 10^{6}$	$6,762 \times 10^{14}$
Rb-84		32,77 d	$2,831 \times 10^{6}$	$1,758 \times 10^{15}$
Rb-86		18,66 d	$1,612 \times 10^{6}$	$3,015 \times 10^{15}$
Rb-87		$4,7 \times 10^{10}$ a	$1,482 \times 10^{18}$	$3,242 \times 10^{3}$
Re-184	Renio (75)	38 d	$3,283 \times 10^{6}$	$6,919 \times 10^{14}$
Re-184m		165 d	$1,426 \times 10^{7}$	$1,594 \times 10^{14}$
Re-186		90,64 h	$3,263 \times 10^{5}$	$6,887 \times 10^{15}$
Re-187		$5,0 \times 10^{10}$ a	$1,577 \times 10^{18}$	$1,418 \times 10^{3}$
Re-188		16,98 h	$6,113 \times 10^{4}$	$3,637 \times 10^{16}$
Re-189		24,3 h	$8,748 \times 10^{4}$	$2,528 \times 10^{16}$
Rh-99	Rodio (45)	16 d	$1,382 \times 10^{6}$	$3,054 \times 10^{15}$
Rh-101		3,2 a	$1,009 \times 10^{8}$	$4,101 \times 10^{13}$
Rh-102		2,9 a	$9,145 \times 10^{7}$	$4,481 \times 10^{13}$
Rh-102m		207 d	$1,788 \times 10^{7}$	$2,291 \times 10^{14}$
Rh-103m		56,12 min	$3,367 \times 10^{3}$	$1,205 \times 10^{18}$
Rh-105		35,36 h	$1,273 \times 10^{5}$	$3,127 \times 10^{16}$
Rn-222	Radón (86)	3,8235 d	$3,304 \times 10^{5}$	$5,700 \times 10^{15}$
Ru-97	Rutenio (44)	2,9 d	$2,506 \times 10^{5}$	$1,720 \times 10^{16}$
Ru-103		39,28 d	$3,394 \times 10^{6}$	$1,196 \times 10^{15}$
Ru-105		4,44 h	$1,598 \times 10^{4}$	$2,491 \times 10^{17}$
Ru-106		368,2 d	$3,181 \times 10^{7}$	$1,240 \times 10^{14}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
S-35	Azufre (16)	87,44 d	$7,555 \times 10^{6}$	$1,581 \times 10^{15}$
Sb-122	Antimonio (51)	2,7 d	$2,333 \times 10^{5}$	$1,469 \times 10^{16}$
Sb-124		60,2 d	$5,201 \times 10^{6}$	$6,481 \times 10^{14}$
Sb-125		2,77 a	$8,735 \times 10^{7}$	$3,828 \times 10^{13}$
Sb-126		12,4 d	$1,071 \times 10^{6}$	$3,096 \times 10^{15}$
Sc-44	Escandio (21)	3,927 h	$1,414 \times 10^{4}$	$6,720 \times 10^{17}$
Sc-46		83,83 d	$7,243 \times 10^{6}$	$1,255 \times 10^{15}$
Sc-47		3,351 d	$2,895 \times 10^{5}$	$3,072 \times 10^{16}$
Sc-48		43,7 h	$1,573 \times 10^{5}$	$5,535 \times 10^{16}$
Se-75	Selenio (34)	119,8 d	$1,035 \times 10^{7}$	$5,384 \times 10^{14}$
Se-79		$6,5 \times 10^{4}$ a	$2,050 \times 10^{12}$	$2,581 \times 10^{9}$
Si-31	Silicio (14)	157,3 min	$9,438 \times 10^{3}$	$1,429 \times 10^{18}$
Si-32		450 a	$1,419 \times 10^{10}$	$9,205 \times 10^{11}$
Sm-145	Samario (62)	340 d	$2,938 \times 10^{7}$	$9,813 \times 10^{13}$
Sm-147		$1,06 \times 10^{11}$ a	$3,343 \times 10^{18}$	$8,506 \times 10^{2}$
Sm-151		90 a	$2,838 \times 10^{9}$	$9,753 \times 10^{11}$
Sm-153		46,7 h	$1,681 \times 10^{5}$	$1,625 \times 10^{16}$
Sn-113	Estaño (50)	115,1 d	$9,945 \times 10^{6}$	$3,720 \times 10^{14}$
Sn-117m		13,61 d	$1,176 \times 10^{6}$	$3,038 \times 10^{15}$
Sn-119m		293 d	$2,532 \times 10^{7}$	$1,388 \times 10^{14}$
Sn-121m		55 a	$1,734 \times 10^{9}$	$1,992 \times 10^{12}$
Sn-123		129,2 d	$1,116 \times 10^{7}$	$3,044 \times 10^{14}$
Sn-125		9,64 d	$8,329 \times 10^{5}$	$4,015 \times 10^{15}$
Sn-126		$1,0 \times 10^{5}$ a	$3,154 \times 10^{12}$	$1,052 \times 10^{9}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
Sr-82	Estroncio (38)	25 d	$2,160 \times 10^{6}$	$2,360 \times 10^{15}$
Sr-85		64,84 d	$5,602 \times 10^{6}$	$8,778 \times 10^{14}$
Sr-85m		69,5 min	$4,170 \times 10^{3}$	$1,179 \times 10^{18}$
Sr-87m		2,805 h	$1,010 \times 10^{4}$	$4,758 \times 10^{17}$
Sr-89		50,5 d	$4,363 \times 10^{6}$	$1,076 \times 10^{15}$
Sr-90		29,12 a	$9,183 \times 10^{8}$	$5,057 \times 10^{12}$
Sr-91		9,5 h	$3,420 \times 10^{4}$	$1,343 \times 10^{17}$
Sr-92		2,71 h	$9,756 \times 10^{3}$	$4,657 \times 10^{17}$
T(H-3)	Tritio (1)	12,35 a	$3,895 \times 10^{8}$	$3,578 \times 10^{14}$
Ta-178 (período largo)	Tantalio (73)	2,2 h	$7,920 \times 10^{3}$	$2,965 \times 10^{17}$
Ta-179		664,9 d	$5,745 \times 10^{7}$	$4,065 \times 10^{13}$
Ta-182		115 d	$9,936 \times 10^{6}$	$2,311 \times 10^{14}$
Tb-157	Terbio (65)	150 a	$4,730 \times 10^{9}$	$5,628 \times 10^{11}$
Tb-158		150 a	$4,730 \times 10^{9}$	$5,593 \times 10^{11}$
Tb-160		72,3 d	$6,247 \times 10^{6}$	$4,182 \times 10^{14}$
Tc-95m	Tecnecio (43)	61 d	$5,270 \times 10^{6}$	$8,349 \times 10^{14}$
Tc-96		4,28 d	$3,698 \times 10^{5}$	$1,177 \times 10^{16}$
Tc-96m		51,5 min	$3,090 \times 10^{3}$	$1,409 \times 10^{18}$
Tc-97		$2,6 \times 10^{6}$ a	$8,199 \times 10^{13}$	$5,256 \times 10^{7}$
Tc-97m		87 d	$7,517 \times 10^{6}$	$5,733 \times 10^{14}$
Tc-98		$4,2 \times 10^{6}$ a	$1,325 \times 10^{14}$	$3,220 \times 10^{7}$
Tc-99		$2,13 \times 10^{5}$ a	$6,717 \times 10^{12}$	$6,286 \times 10^{8}$
Tc-99m		6,02 h	$2,167 \times 10^{4}$	$1,948 \times 10^{17}$
Te-121	Telurio (52)	17 d	$1,469 \times 10^{6}$	$2,352 \times 10^{15}$
Te-121m		154 d	$1,331 \times 10^{7}$	$2,596 \times 10^{14}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
Te-123m		119,7 d	$1,034 \times 10^{7}$	$3,286 \times 10^{14}$
Te-125m		58 d	$5,011 \times 10^{6}$	$6,673 \times 10^{14}$
Te-127		9,35 h	$3,366 \times 10^{4}$	$9,778 \times 10^{16}$
Te-127m		109 d	$9,418 \times 10^{6}$	$3,495 \times 10^{14}$
Te-129		69,6 min	$4,176 \times 10^{3}$	$7,759 \times 10^{17}$
Te-129m		33,6 d	$2,903 \times 10^{6}$	$1,116 \times 10^{15}$
Te-131m		30 h	$1,080 \times 10^{5}$	$2,954 \times 10^{16}$
Te-132		78,2 h	$2,815 \times 10^{5}$	$1,125 \times 10^{16}$
Th-227	Torio (90)	18,718 d	$1,617 \times 10^{6}$	$1,139 \times 10^{15}$
Th-228		1,9131 a	$6,033 \times 10^{7}$	$3,039 \times 10^{13}$
Th-229		7340 a	$2,315 \times 10^{11}$	$7,886 \times 10^{9}$
Th-230		$7,7 \times 10^{4}$ a	$2,428 \times 10^{12}$	$7,484 \times 10^{8}$
Th-231		25,52 h	$9,187 \times 10^{4}$	$1,970 \times 10^{16}$
Th-232		$1,405 \times 10^{10}$ a	$4,431 \times 10^{17}$	$4,066 \times 10^{3}$
Th-234		24,1 d	$2,082 \times 10^{6}$	$8,579 \times 10^{14}$
Ti-44	Titanio (22)	47,3 a	$1,492 \times 10^{9}$	$6,369 \times 10^{12}$
Tl-200	Talio (81)	26,1 h	$9,396 \times 10^{4}$	$2,224 \times 10^{16}$
Tl-201		3,044 d	$2,630 \times 10^{5}$	$7,907 \times 10^{15}$
Tl-202		12,23 d	$1,057 \times 10^{6}$	$1,958 \times 10^{15}$
Tl-204		3,779 a	$1,192 \times 10^{8}$	$1,719 \times 10^{13}$
Tm-167	Tulio (69)	9,24 d	$7,983 \times 10^{5}$	$3,135 \times 10^{15}$
Tm-170		128,6 d	$1,111 \times 10^{7}$	$2,213 \times 10^{14}$
Tm-171		1,92 a	$6,055 \times 10^{7}$	$4,037 \times 10^{13}$
U-230	Uranio (92)	20,8 d	$1,797 \times 10^{6}$	$1,011 \times 10^{15}$
U-232		72 a	$2,271 \times 10^{9}$	$7,935 \times 10^{11}$
U-233		$1,585 \times 10^{5}$ a	$4,998 \times 10^{12}$	$3,589 \times 10^{8}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
U-234		$2,445 \times 10^{5}$ a	$7,711 \times 10^{12}$	$2,317 \times 10^{8}$
U-235		$7,038 \times 10^{8}$ a	$2,220 \times 10^{16}$	$8,014 \times 10^{4}$
U-236		$2,3415 \times 10^{7}$ a	$7,384 \times 10^{14}$	$2,399 \times 10^{6}$
U-238		$4,468 \times 10^{9}$ a	$1,409 \times 10^{17}$	$1,246 \times 10^{4}$
V-48	Vanadio (23)	16,238 d	$1,403 \times 10^{6}$	$6,207 \times 10^{15}$
V-49		330 d	$2,851 \times 10^{7}$	$2,992 \times 10^{14}$
W-178	Tungsteno (74)	21,7 d	$1,875 \times 10^{6}$	$1,253 \times 10^{15}$
W-181		121,2 d	$1,047 \times 10^{7}$	$2,205 \times 10^{14}$
W-185		75,1 d	$6,489 \times 10^{6}$	$3,482 \times 10^{14}$
W-187		23,9 h	$8,604 \times 10^{4}$	$2,598 \times 10^{16}$
W-188		69,4 d	$5,996 \times 10^{6}$	$3,708 \times 10^{14}$
Xe-122	Xenón (54)	20,1 h	$7,236 \times 10^{4}$	$4,735 \times 10^{16}$
Xe-123		2,08 h	$7,488 \times 10^{3}$	$4,538 \times 10^{17}$
Xe-127		36,41 d	$3,146 \times 10^{6}$	$1,046 \times 10^{15}$
Xe-131m		11,9 d	$1,028 \times 10^{6}$	$3,103 \times 10^{15}$
Xe-133		5,245 d	$4,532 \times 10^{5}$	$6,935 \times 10^{15}$
Xe-135		9,09 h	$3,272 \times 10^{4}$	$9,462 \times 10^{16}$
Y-87	Itrio (39)	80,3 h	$2,891 \times 10^{5}$	$1,662 \times 10^{16}$
Y-88		106,64 d	$9,214 \times 10^{6}$	$5,155 \times 10^{14}$
Y-90		64 h	$2,304 \times 10^{5}$	$2,016 \times 10^{16}$
Y-91		58,51 d	$5,055 \times 10^{6}$	$9,086 \times 10^{14}$
Y-91m		49,71 min	$2,983 \times 10^{3}$	$1,540 \times 10^{18}$
Y-92		3,54 h	$1,274 \times 10^{4}$	$3,565 \times 10^{17}$
Y-93		10,1 h	$3,636 \times 10^{4}$	$1,236 \times 10^{17}$
Yb-169	Yterbio (70)	32,01 d	$2,766 \times 10^{6}$	$8,943 \times 10^{14}$
Yb-175		4,19 d	$3,620 \times 10^{5}$	$6,598 \times 10^{15}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.1. PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN Y ACTIVIDAD ESPECÍFICA DE RADIONUCLEIDOS (cont.)

Radionucleido	Elemento y número atómico	Período de semidesintegración		Actividad específica (Bq/g)
		$T_{½}$ (a, d, h, min)	$T_{½}$ (s)	
Zn-65	Zinc (30)	243,9 d	$2{,}107 \times 10^{7}$	$3{,}052 \times 10^{14}$
Zn-69		57 min	$3{,}420 \times 10^{3}$	$1{,}771 \times 10^{18}$
Zn-69m		13,76 h	$4{,}954 \times 10^{4}$	$1{,}223 \times 10^{17}$
Zr-88	Circonio (40)	83,4 d	$7{,}206 \times 10^{6}$	$6{,}592 \times 10^{14}$
Zr-93		$1{,}53 \times 10^{6}$ a	$4{,}825 \times 10^{13}$	$9{,}315 \times 10^{7}$
Zr-95		63,98 d	$5{,}528 \times 10^{6}$	$7{,}960 \times 10^{14}$
Zr-97		16,9 h	$6{,}084 \times 10^{4}$	$7{,}083 \times 10^{1}$
Zr-97		16,9 h	$6{,}084 \times 10^{4}$	$7{,}083 \times 10^{1}$

II.2. En el cuadro II.2 se incluye un listado de los coeficientes de dosis y de tasa de dosis para cada radionucleido.

II.3. En el cuadro II.3 se indica la actividad específica del uranio para varios niveles de enriquecimiento. Estos valores para el uranio incluyen la actividad del U-234, el cual se concentra durante el proceso de enriquecimiento.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS

NOTAS ACLARATORIAS:

a) Coeficiente de tasa de dosis en piel equivalente para dosis externa debida a fotones, calculado a 1 m.
b) Coeficiente de tasa de dosis efectiva para dosis externa debida a emisiones beta, calculado a 1 m.
c) Coeficiente de dosis efectiva para inhalación.
d) Coeficiente de dosis en piel equivalente para dosis debida a contaminación de la piel.
(*) Para el coeficiente de dosis efectiva y el coeficiente de dosis en piel equivalente para dosis debida a inmersión en isótopos gaseosos, véase el cuadro I.1 del apéndice I.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido		$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
Ac-225		$2{,}0 \times 10^{-14}$	$1{,}2 \times 10^{-12}$	$7{,}9 \times 10^{-06}$	$9{,}3 \times 10^{-02}$
Ac-227		$9{,}6 \times 10^{-17}$	$7{,}7 \times 10^{-15}$	$5{,}4 \times 10^{-04}$	$7{,}6 \times 10^{-04}$
Ac-228		$8{,}3 \times 10^{-14}$	$1{,}8 \times 10^{-12}$	$2{,}5 \times 10^{-08}$	$5{,}3 \times 10^{-02}$
Ag-105		$5{,}0 \times 10^{-14}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$7{,}8 \times 10^{-10}$	$1{,}1 \times 10^{-03}$
Ag-108m		$1{,}5 \times 10^{-13}$	$1{,}7 \times 10^{-13}$	$3{,}5 \times 10^{-08}$	$4{,}7 \times 10^{-03}$
Ag-110m		$2{,}4 \times 10^{-13}$	$5{,}3 \times 10^{-14}$	$1{,}2 \times 10^{-08}$	$1{,}4 \times 10^{-02}$
Ag-111		$2{,}4 \times 10^{-15}$	$5{,}3 \times 10^{-13}$	$1{,}7 \times 10^{-09}$	$4{,}5 \times 10^{-02}$
Al-26		$2{,}3 \times 10^{-13}$	$7{,}1 \times 10^{-12}$	$1{,}8 \times 10^{-08}$	$3{,}9 \times 10^{-02}$
Am-241		$3{,}3 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$3{,}9 \times 10^{-05}$	$7{,}4 \times 10^{-05}$
Am-242m		$2{,}5 \times 10^{-15}$	$2{,}0 \times 10^{-14}$	$3{,}5 \times 10^{-05}$	$3{,}3 \times 10^{-02}$
Am-243		$2{,}0 \times 10^{-14}$	$3{,}8 \times 10^{-15}$	$3{,}9 \times 10^{-05}$	$6{,}8 \times 10^{-02}$
Ar-37		$1{,}0 \times 10^{-16}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	—	$2{,}8 \times 10^{-05}$
Ar-39	(*)	—	$1{,}4 \times 10^{-14}$	—	—
Ar-41	(*)	$1{,}1 \times 10^{-13}$	$3{,}2 \times 10^{-12}$	—	—
As-72		$1{,}6 \times 10^{-13}$	$3{,}6 \times 10^{-12}$	$9{,}2 \times 10^{-10}$	$4{,}2 \times 10^{-02}$
As-73		$1{,}1 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$9{,}3 \times 10^{-10}$	$2{,}8 \times 10^{-05}$
As-74		$7{,}1 \times 10^{-14}$	$5{,}9 \times 10^{-13}$	$2{,}1 \times 10^{-09}$	$2{,}9 \times 10^{-02}$
As-76		$4{,}0 \times 10^{-14}$	$4{,}0 \times 10^{-12}$	$7{,}4 \times 10^{-10}$	$4{,}7 \times 10^{-02}$
As-77		$7{,}7 \times 10^{-16}$	$5{,}6 \times 10^{-14}$	$3{,}8 \times 10^{-10}$	$4{,}2 \times 10^{-02}$
At-211		$4{,}0 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$9{,}8 \times 10^{-08}$	$6{,}3 \times 10^{-05}$
Au-193		$1{,}4 \times 10^{-14}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$1{,}2 \times 10^{-10}$	$1{,}5 \times 10^{-02}$
Au-194		$9{,}1 \times 10^{-14}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$2{,}5 \times 10^{-10}$	$4{,}6 \times 10^{-03}$
Au-195		$7{,}7 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$1{,}6 \times 10^{-09}$	$5{,}0 \times 10^{-03}$
Au-198		$3{,}8 \times 10^{-14}$	$9{,}1 \times 10^{-13}$	$8{,}4 \times 10^{-10}$	$4{,}6 \times 10^{-02}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido	$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
Au-199	$7{,}1 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$7{,}5 \times 10^{-10}$	$4{,}4 \times 10^{-02}$
Ba-131	$6{,}3 \times 10^{-14}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$2{,}6 \times 10^{-10}$	$1{,}3 \times 10^{-02}$
Ba-133	$3{,}8 \times 10^{-14}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$1{,}5 \times 10^{-09}$	$2{,}7 \times 10^{-03}$
Ba-133m	$6{,}7 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$1{,}9 \times 10^{-10}$	$4{,}5 \times 10^{-02}$
Ba-140	$1{,}6 \times 10^{-13}$	$2{,}2 \times 10^{-12}$	$2{,}1 \times 10^{-09}$	$9{,}0 \times 10^{-02}$
Be-7	$4{,}8 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$5{,}2 \times 10^{-11}$	$2{,}8 \times 10^{-05}$
Be-10	—	$1{,}7 \times 10^{-14}$	$3{,}2 \times 10^{-08}$	$14{,}8 \times 10^{-02}$
Bi-205	$1{,}4 \times 10^{-13}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$9{,}2 \times 10^{-10}$	$2{,}5 \times 10^{-03}$
Bi-206	$2{,}9 \times 10^{-13}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$1{,}7 \times 10^{-09}$	$2{,}4 \times 10^{-02}$
Bi-207	$1{,}4 \times 10^{-13}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$5{,}2 \times 10^{-09}$	$5{,}5 \times 10^{-03}$
Bi-210	—	$7{,}7 \times 10^{-13}$	$8{,}4 \times 10^{-08}$	$4{,}5 \times 10^{-02}$
Bi-210m	$2{,}3 \times 10^{-14}$	$1{,}6 \times 10^{-12}$	$3{,}1 \times 10^{-06}$	$5{,}7 \times 10^{-02}$
Bi-212	$1{,}0 \times 10^{-13}$	$1{,}5 \times 10^{-12}$	$3{,}0 \times 10^{-08}$	$4{,}8 \times 10^{-02}$
Bk-247	$9{,}1 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$6{,}5 \times 10^{-05}$	$2{,}0 \times 10^{-02}$
Bk-249	$1{,}0 \times 10^{-16}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$1{,}5 \times 10^{-07}$	$2{,}3 \times 10^{-03}$
Br-76	$2{,}3 \times 10^{-13}$	$1{,}6 \times 10^{-12}$	$4{,}2 \times 10^{-10}$	$2{,}8 \times 10^{-02}$
Br-77	$2{,}9 \times 10^{-14}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$8{,}7 \times 10^{-11}$	$1{,}2 \times 10^{-03}$
Br-82	$2{,}4 \times 10^{-13}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$6{,}4 \times 10^{-10}$	$3{,}6 \times 10^{-02}$
C-11	$1{,}0 \times 10^{-13}$	$5{,}0 \times 10^{-13}$	$5{,}0 \times 10^{-11}$	$4{,}8 \times 10^{-02}$
C-14	—	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$5{,}8 \times 10^{-10}$	$8{,}8 \times 10^{-03}$
Ca-41	$1{,}0 \times 10^{-16}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	—	—
Ca-45	$1{,}0 \times 10^{-16}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$2{,}7 \times 10^{-09}$	$2{,}3 \times 10^{-02}$
Ca-47	$3{,}7 \times 10^{-14}$	$2{,}7 \times 10^{-14}$	$2{,}5 \times 10^{-09}$	$8{,}4 \times 10^{-02}$
Cd-109	$3{,}4 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$8{,}1 \times 10^{-09}$	$1{,}4 \times 10^{-02}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido	$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
Cd-113m		$1,1 \times 10^{-14}$	$1,1 \times 10^{-07}$	$4,0 \times 10^{-02}$
Cd-115	$2,6 \times 10^{-14}$	$3,0 \times 10^{-13}$	$1,1 \times 10^{-09}$	$7,1 \times 10^{-02}$
Cd-115m	$2,0 \times 10^{-15}$	$1,9 \times 10^{-12}$	$7,3 \times 10^{-09}$	$4,6 \times 10^{-02}$
Ce-139	$1,5 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,8 \times 10^{-09}$	$1,3 \times 10^{-02}$
Ce-141	$6,3 \times 10^{-15}$	$3,1 \times 10^{-15}$	$3,6 \times 10^{-09}$	$4,8 \times 10^{-02}$
Ce-143	$2,7 \times 10^{-14}$	$1,1 \times 10^{-12}$	$8,1 \times 10^{-10}$	$4,6 \times 10^{-02}$
Ce-144	$4,5 \times 10^{-15}$	$4,0 \times 10^{-12}$	$4,9 \times 10^{-08}$	$7,3 \times 10^{-02}$
Cf-248	$1,5 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$8,2 \times 10^{-06}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Cf-249	$3,1 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$6,6 \times 10^{-05}$	$6,1 \times 10^{-03}$
Cf-250	$1,5 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,2 \times 10^{-05}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Cf-251	$1,1 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$6,7 \times 10^{-05}$	$5,4 \times 10^{-02}$
Cf-252	$7,5 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,8 \times 10^{-05}$	$5,4 \times 10^{-05}$
Cf-253	$8,1 \times 10^{-18}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,2 \times 10^{-06}$	$2,3 \times 10^{-02}$
Cf-254	$7,1 \times 10^{-11}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,7 \times 10^{-05}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Cl-36	$1,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-13}$	$6,9 \times 10^{-09}$	$4,4 \times 10^{-02}$
Cl-38	$1,2 \times 10^{-13}$	$4,5 \times 10^{-12}$	$4,7 \times 10^{-11}$	$5,0 \times 10^{-02}$
Cm-240	$2,2 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,9 \times 10^{-06}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Cm-241	$4,5 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,8 \times 10^{-08}$	$1,9 \times 10^{-02}$
Cm-242	$2,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,8 \times 10^{-06}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Cm-243	$1,2 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,8 \times 10^{-05}$	$3,4 \times 10^{-02}$
Cm-244	$1,9 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,1 \times 10^{-05}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Cm-245	$7,9 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,5 \times 10^{-05}$	$1,0 \times 10^{-02}$
Cm-246	$1,7 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,5 \times 10^{-05}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Cm-247	$3,1 \times 10^{-14}$	$6,3 \times 10^{-15}$	$5,1 \times 10^{-05}$	—
Cm-248	$5,6 \times 10^{-12}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,0 \times 10^{-04}$	—
Co-55	$1,9 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-12}$	$5,5 \times 10^{-10}$	$3,6 \times 10^{-02}$
Co-56	$3,0 \times 10^{-13}$	$6,7 \times 10^{-14}$	$6,3 \times 10^{-09}$	$9,5 \times 10^{-03}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido	$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
Co-57	$1{,}0 \times 10^{-14}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$9{,}4 \times 10^{-10}$	$2{,}1 \times 10^{-03}$
Co-58	$9{,}1 \times 10^{-14}$	$1{,}3 \times 10^{-15}$	$2{,}0 \times 10^{-09}$	$7{,}4 \times 10^{-03}$
Co-58m	$1{,}0 \times 10^{-16}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$5{,}0 \times 10^{-11}$	$2{,}8 \times 10^{-05}$
Co-60	$2{,}2 \times 10^{-13}$	$1{,}4 \times 10^{-15}$	$2{,}9 \times 10^{-08}$	$2{,}9 \times 10^{-02}$
Cr-51	$2{,}9 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$5{,}0 \times 10^{-11}$	$2{,}8 \times 10^{-05}$
Cs-129	$2{,}8 \times 10^{-14}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$5{,}0 \times 10^{-11}$	$7{,}4 \times 10^{-04}$
Cs-131	$3{,}2 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$5{,}0 \times 10^{-11}$	$2{,}8 \times 10^{-05}$
Cs-132	$6{,}7 \times 10^{-14}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$2{,}4 \times 10^{-10}$	$1{,}1 \times 10^{-03}$
Cs-134	$1{,}4 \times 10^{-13}$	$2{,}8 \times 10^{-13}$	$6{,}8 \times 10^{-09}$	$3{,}0 \times 10^{-02}$
Cs-134m	$2{,}7 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$5{,}0 \times 10^{-11}$	$4{,}4 \times 10^{-02}$
Cs-135	—	$1{,}0 \times 10^{-15}$	—	$1{,}9 \times 10^{-02}$
Cs-136	$2{,}0 \times 10^{-13}$	$1{,}2 \times 10^{-15}$	$1{,}3 \times 10^{-09}$	$4{,}0 \times 10^{-02}$
Cs-137	$5{,}6 \times 10^{-14}$	$1{,}2 \times 10^{-13}$	$4{,}8 \times 10^{-09}$	$4{,}4 \times 10^{-02}$
Cu-64	$1{,}8 \times 10^{-14}$	$9{,}1 \times 10^{-15}$	$1{,}2 \times 10^{-10}$	$2{,}4 \times 10^{-02}$
Cu-67	$1{,}0 \times 10^{-14}$	$2{,}4 \times 10^{-15}$	$5{,}8 \times 10^{-10}$	$4{,}0 \times 10^{-02}$
Dy-159	$5{,}0 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$3{,}5 \times 10^{-10}$	$2{,}8 \times 10^{-05}$
Dy-165	$2{,}4 \times 10^{-15}$	$1{,}1 \times 10^{-12}$	$6{,}1 \times 10^{-11}$	$4{,}6 \times 10^{-02}$
Dy-166	$2{,}9 \times 10^{-15}$	$1{,}2 \times 10^{-12}$	$2{,}5 \times 10^{-09}$	$8{,}1 \times 10^{-02}$
Er-169	$1{,}0 \times 10^{-16}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$9{,}8 \times 10^{-10}$	$2{,}9 \times 10^{-02}$
Er-171	$3{,}4 \times 10^{-14}$	$1{,}2 \times 10^{-12}$	$2{,}2 \times 10^{-10}$	$5{,}5 \times 10^{-02}$
Eu-147	$4{,}5 \times 10^{-14}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-09}$	$7{,}4 \times 10^{-03}$
Eu-148	$2{,}0 \times 10^{-13}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$2{,}7 \times 10^{-09}$	$1{,}4 \times 10^{-03}$
Eu-149	$6{,}7 \times 10^{-15}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$2{,}7 \times 10^{-10}$	$3{,}8 \times 10^{-04}$
Eu-150 (período largo)	$1{,}4 \times 10^{-13}$	$1{,}0 \times 10^{-15}$	$5{,}0 \times 10^{-08}$	$3{,}9 \times 10^{-03}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido	$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
Eu-150 (período corto)	$4,3 \times 10^{-15}$	$6,7 \times 10^{-13}$	$1,9 \times 10^{-10}$	$4,0 \times 10^{-02}$
Eu-152	$1,0 \times 10^{-13}$	$5,9 \times 10^{-15}$	$3,9 \times 10^{-08}$	$2,1 \times 10^{-02}$
Eu-152m	$2,7 \times 10^{-14}$	$1,2 \times 10^{-12}$	$2,2 \times 10^{-10}$	$3,6 \times 10^{-02}$
Eu-154	$1,1 \times 10^{-13}$	$6,3 \times 10^{-13}$	$5,0 \times 10^{-08}$	$5,0 \times 10^{-02}$
Eu-155	$5,3 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$6,5 \times 10^{-09}$	$8,7 \times 10^{-03}$
Eu-156	$1,1 \times 10^{-13}$	$1,4 \times 10^{-12}$	$3,3 \times 10^{-09}$	$4,2 \times 10^{-02}$
F-18	$1,0 \times 10^{-13}$	$3,6 \times 10^{-14}$	$6,0 \times 10^{-11}$	$4,8 \times 10^{-02}$
Fe-52	$2,4 \times 10^{-13}$	$3,1 \times 10^{-12}$	$6,3 \times 10^{-10}$	$7,4 \times 10^{-02}$
Fe-55	$1,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$7,7 \times 10^{-10}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Fe-59	$1,1 \times 10^{-13}$	$2,3 \times 10^{-14}$	$3,5 \times 10^{-09}$	$3,1 \times 10^{-02}$
Fe-60	$5,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,4 \times 10^{-07}$	$7,6 \times 10^{-03}$
Ga-67	$1,4 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,3 \times 10^{-10}$	$8,6 \times 10^{-03}$
Ga-68	$9,1 \times 10^{-14}$	$2,2 \times 10^{-12}$	$5,1 \times 10^{-11}$	$4,2 \times 10^{-02}$
Ga-72	$2,3 \times 10^{-13}$	$2,7 \times 10^{-12}$	$5,5 \times 10^{-10}$	$4,5 \times 10^{-02}$
Gd-146	$1,9 \times 10^{-13}$	$3,4 \times 10^{-15}$	$6,8 \times 10^{-09}$	$2,7 \times 10^{-02}$
Gd-148			$2,5 \times 10^{-05}$	
Gd-153	$1,1 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,1 \times 10^{-09}$	$3,1 \times 10^{-03}$
Gd-159	$4,8 \times 10^{-15}$	$3,2 \times 10^{-13}$	$2,7 \times 10^{-10}$	$4,4 \times 10^{-02}$
Ge-68	$9,1 \times 10^{-14}$	$2,2 \times 10^{-12}$	$1,3 \times 10^{-08}$	$4,2 \times 10^{-02}$
Ge-71	$1,9 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-11}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Ge-77	$9,1 \times 10^{-14}$	$3,0 \times 10^{-12}$	$3,6 \times 10^{-10}$	$4,6 \times 10^{-02}$
Hf-172	$1,7 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,2 \times 10^{-08}$	$1,6 \times 10^{-02}$
Hf-175	$3,4 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,1 \times 10^{-09}$	$5,9 \times 10^{-03}$
Hf-181	$5,3 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,7 \times 10^{-09}$	$5,6 \times 10^{-02}$
Hf-182	$2,2 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido	$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
Hg-194	$9,1 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,0 \times 10^{-08}$	$4,6 \times 10^{-03}$
Hg-195m	$3,2 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$9,4 \times 10^{-09}$	$3,8 \times 10^{-02}$
Hg-197	$6,3 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,4 \times 10^{-09}$	$1,8 \times 10^{-03}$
Hg-197m	$7,7 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$6,2 \times 10^{-09}$	$7,9 \times 10^{-02}$
Hg-203	$2,2 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$7,5 \times 10^{-09}$	$2,5 \times 10^{-02}$
Ho-166	$2,6 \times 10^{-15}$	$2,3 \times 10^{-12}$	$6,6 \times 10^{-10}$	$4,8 \times 10^{-02}$
Ho-166m	$1,6 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,1 \times 10^{-07}$	$2,2 \times 10^{-02}$
I-123	$1,6 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,1 \times 10^{-10}$	$9,5 \times 10^{-03}$
I-124	$9,1 \times 10^{-14}$	$1,7 \times 10^{-13}$	$1,2 \times 10^{-08}$	$1,1 \times 10^{-02}$
I-125	$6,3 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,4 \times 10^{-08}$	$2,8 \times 10^{-05}$
I-126	$4,3 \times 10^{-14}$	$1,6 \times 10^{-13}$	$2,9 \times 10^{-08}$	$2,1 \times 10^{-02}$
I-129	$3,4 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
I-131	$3,6 \times 10^{-14}$	$5,0 \times 10^{-14}$	$2,0 \times 10^{-08}$	$4,0 \times 10^{-02}$
I-132	$2,1 \times 10^{-13}$	$2,3 \times 10^{-12}$	$2,8 \times 10^{-10}$	$4,6 \times 10^{-02}$
I-133	$5,6 \times 10^{-14}$	$1,4 \times 10^{-12}$	$4,5 \times 10^{-09}$	$4,5 \times 10^{-02}$
I-134	$2,4 \times 10^{-13}$	$3,1 \times 10^{-12}$	$7,2 \times 10^{-11}$	$4,7 \times 10^{-02}$
I-135	$1,2 \times 10^{-13}$	$1,6 \times 10^{-12}$	$9,6 \times 10^{-10}$	$4,5 \times 10^{-02}$
In-111	$3,6 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,3 \times 10^{-10}$	$9,3 \times 10^{-03}$
In-113m	$2,4 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-11}$	$1,7 \times 10^{-02}$
In-114m	$9,1 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$9,3 \times 10^{-09}$	$5,8 \times 10^{-02}$
In-115m	$1,5 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$6,0 \times 10^{-11}$	$2,7 \times 10^{-02}$
Ir-189	$7,7 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,5 \times 10^{-10}$	$1,6 \times 10^{-03}$
Ir-190	$1,3 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,3 \times 10^{-09}$	$3,7 \times 10^{-02}$
Ir-192	$7,7 \times 10^{-14}$	$2,2 \times 10^{-14}$	$6,2 \times 10^{-09}$	$4,5 \times 10^{-02}$
Ir-194	$8,3 \times 10^{-15}$	$3,0 \times 10^{-12}$	$5,6 \times 10^{-10}$	$4,7 \times 10^{-02}$
K-40	$1,4 \times 10^{-14}$	$1,1 \times 10^{-12}$	—	—

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido		$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
K-42		$2,4 \times 10^{-14}$	$4,5 \times 10^{-12}$	$1,3 \times 10^{-10}$	$4,9 \times 10^{-02}$
K-43		$9,1 \times 10^{-14}$	$1,4 \times 10^{-12}$	$1,5 \times 10^{-10}$	$4,5 \times 10^{-02}$
Kr-81	(*)	$9,1 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
Kr-85	(*)	$2,1 \times 10^{-16}$	$7,1 \times 10^{-14}$	—	—
Kr-85m	(*)	$1,3 \times 10^{-14}$	$1,3 \times 10^{-13}$	—	—
Kr-87	(*)	$6,7 \times 10^{-14}$	$4,8 \times 10^{-12}$	—	—
La-137		$3,3 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$8,6 \times 10^{-09}$	$2,8 \times 10^{-05}$
La-140		$2,0 \times 10^{-13}$	$2,7 \times 10^{-12}$	$1,1 \times 10^{-09}$	$4,7 \times 10^{-02}$
Lu-172		$1,7 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,5 \times 10^{-09}$	$1,3 \times 10^{-02}$
Lu-173		$1,3 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,3 \times 10^{-09}$	$1,6 \times 10^{-03}$
Lu-174		$1,2 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,0 \times 10^{-09}$	$9,6 \times 10^{-04}$
Lu-174m		$6,3 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,8 \times 10^{-09}$	$7,5 \times 10^{-04}$
Lu-177		$3,0 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,1 \times 10^{-09}$	$3,8 \times 10^{-02}$
Mg-28		$2,7 \times 10^{-13}$	$4,0 \times 10^{-12}$	$1,9 \times 10^{-09}$	$8,7 \times 10^{-02}$
Mn-52		$3,1 \times 10^{-13}$	$1,4 \times 10^{-15}$	$1,4 \times 10^{-09}$	$1,5 \times 10^{-02}$
Mn-53		$1,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
Mn-54		$7,7 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,5 \times 10^{-09}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Mn-56		$1,5 \times 10^{-13}$	$3,3 \times 10^{-12}$	$1,3 \times 10^{-10}$	$4,7 \times 10^{-02}$
Mo-93		$1,2 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,2 \times 10^{-09}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Mo-99		$1,6 \times 10^{-14}$	$8,0 \times 10^{-13}$	$9,7 \times 10^{-10}$	$5,1 \times 10^{-02}$
N-13		$1,0 \times 10^{-13}$	$1,1 \times 10^{-12}$	—	$4,8 \times 10^{-02}$
Na-22		$2,0 \times 10^{-13}$	$2,6 \times 10^{-13}$	$1,3 \times 10^{-09}$	$4,2 \times 10^{-02}$
Na-24		$3,3 \times 10^{-13}$	$5,0 \times 10^{-12}$	$2,9 \times 10^{-10}$	$4,7 \times 10^{-02}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido	$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
Nb-93m	$2,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,6 \times 10^{-09}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Nb-94	$1,5 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,5 \times 10^{-08}$	$4,0 \times 10^{-02}$
Nb-95	$7,1 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,6 \times 10^{-09}$	$7,0 \times 10^{-03}$
Nb-97	$6,3 \times 10^{-14}$	$1,1 \times 10^{-12}$	$4,7 \times 10^{-11}$	$4,6 \times 10^{-02}$
Nd-147	$1,4 \times 10^{-14}$	$1,8 \times 10^{-13}$	$2,3 \times 10^{-09}$	$4,3 \times 10^{-02}$
Nd-149	$3,4 \times 10^{-14}$	$1,6 \times 10^{-12}$	$9,0 \times 10^{-11}$	$5,4 \times 10^{-02}$
Ni-59	$1,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
Ni-63		$1,0 \times 10^{-15}$	$1,7 \times 10^{-09}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Ni-65	$4,8 \times 10^{-14}$	$2,3 \times 10^{-12}$	$8,7 \times 10^{-11}$	$4,6 \times 10^{-02}$
Np-235	$7,1 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,0 \times 10^{-10}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Np-236 (período largo)	$1,1 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,0 \times 10^{-06}$	$5,6 \times 10^{-02}$
Np-236 (período corto)	$4,3 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-09}$	$1,9 \times 10^{-02}$
Np-237	$3,3 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,1 \times 10^{-05}$	—
Np-239	$1,5 \times 10^{-14}$	$3,8 \times 10^{-15}$	$9,0 \times 10^{-10}$	$6,7 \times 10^{-02}$
Os-185	$6,7 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,5 \times 10^{-09}$	$1,2 \times 10^{-03}$
Os-191	$6,7 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,8 \times 10^{-09}$	$1,2 \times 10^{-02}$
Os-191m	$7,7 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,5 \times 10^{-10}$	$1,0 \times 10^{-03}$
Os-193	$6,7 \times 10^{-15}$	$6,3 \times 10^{-13}$	$5,1 \times 10^{-10}$	$4,7 \times 10^{-02}$
Os-194	$8,3 \times 10^{-15}$	$3,2 \times 10^{-12}$	$7,9 \times 10^{-08}$	$4,7 \times 10^{-02}$
P-32	—	$2,2 \times 10^{-12}$	$3,2 \times 10^{-09}$	$4,7 \times 10^{-02}$
P-33	—	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,4 \times 10^{-09}$	$2,3 \times 10^{-02}$
Pa-230	$6,0 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$7,6 \times 10^{-07}$	$1,3 \times 10^{-02}$
Pa-231	$1,1 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,3 \times 10^{-04}$	$1,5 \times 10^{-03}$
Pa-233	$1,9 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,7 \times 10^{-09}$	$4,2 \times 10^{-02}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido	$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
Pb-201	$6,7 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$6,5 \times 10^{-11}$	$8,4 \times 10^{-03}$
Pb-202	$1,1 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	$1,7 \times 10^{-03}$
Pb-203	$2,8 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$9,1 \times 10^{-11}$	$1,1 \times 10^{-02}$
Pb-205	$1,2 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
Pb-210	$4,2 \times 10^{-16}$	$7,7 \times 10^{-13}$	$9,8 \times 10^{-07}$	$4,5 \times 10^{-02}$
Pb-212	$1,0 \times 10^{-13}$	$1,4 \times 10^{-12}$	$2,3 \times 10^{-07}$	$1,0 \times 10^{-01}$
Pd-103	$2,1 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,0 \times 10^{-10}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Pd-107	—	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
Pd-109	$1,4 \times 10^{-15}$	$5,3 \times 10^{-13}$	$3,6 \times 10^{-10}$	$5,9 \times 10^{-02}$
Pm-143	$3,0 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,4 \times 10^{-09}$	$7,7 \times 10^{-05}$
Pm-144	$1,5 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$7,8 \times 10^{-09}$	$8,2 \times 10^{-04}$
Pm-145	$3,8 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,4 \times 10^{-09}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Pm-147	$1,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,7 \times 10^{-09}$	$1,6 \times 10^{-02}$
Pm-148m	$1,2 \times 10^{-13}$	$1,3 \times 10^{-13}$	$5,4 \times 10^{-09}$	$3,9 \times 10^{-02}$
Pm-149	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,9 \times 10^{-13}$	$7,2 \times 10^{-10}$	$4,5 \times 10^{-02}$
Pm-151	$3,0 \times 10^{-14}$	$5,6 \times 10^{-13}$	$4,5 \times 10^{-10}$	$4,5 \times 10^{-02}$
Po-210	$7,9 \times 10^{-19}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,0 \times 10^{-06}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Pr-142	$5,0 \times 10^{-15}$	$2,8 \times 10^{-12}$	$5,6 \times 10^{-10}$	$4,6 \times 10^{-02}$
Pr-143	$1,0 \times 10^{-16}$	$3,3 \times 10^{-13}$	$2,3 \times 10^{-09}$	$4,4 \times 10^{-02}$
Pt-188	$1,0 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$8,8 \times 10^{-10}$	$3,6 \times 10^{-02}$
Pt-191	$2,8 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,1 \times 10^{-10}$	$7,9 \times 10^{-03}$
Pt-193	$1,1 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-11}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Pt-193m	$1,1 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,3 \times 10^{-10}$	$5,1 \times 10^{-02}$
Pt-195m	$6,7 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,9 \times 10^{-10}$	$5,7 \times 10^{-02}$
Pt-197	$2,1 \times 10^{-15}$	$4,2 \times 10^{-14}$	$9,1 \times 10^{-11}$	$4,4 \times 10^{-02}$
Pt-197m	$7,7 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-11}$	$4,8 \times 10^{-02}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido	$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
Pu-236	$2,2 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,8 \times 10^{-05}$	$4,3 \times 10^{-05}$
Pu-237	$4,3 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,6 \times 10^{-10}$	$2,3 \times 10^{-04}$
Pu-238	$1,9 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,3 \times 10^{-05}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Pu-239	$7,5 \times 10^{-17}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,7 \times 10^{-05}$	—
Pu-240	$1,8 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,7 \times 10^{-05}$	—
Pu-241	$1,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$8,5 \times 10^{-07}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Pu-242	$1,5 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,4 \times 10^{-05}$	—
Pu-244	$3,2 \times 10^{-14}$	$2,6 \times 10^{-12}$	$4,4 \times 10^{-05}$	—
Ra-223	$2,6 \times 10^{-14}$	$2,5 \times 10^{-12}$	$6,9 \times 10^{-06}$	$1,1 \times 10^{-01}$
Ra-224	$9,1 \times 10^{-14}$	$2,3 \times 10^{-12}$	$3,1 \times 10^{-06}$	$1,0 \times 10^{-01}$
Ra-225	$8,3 \times 10^{-15}$	$4,5 \times 10^{-12}$	$1,4 \times 10^{-05}$	$1,2 \times 10^{-01}$
Ra-226	$1,5 \times 10^{-13}$	$4,0 \times 10^{-12}$	$1,9 \times 10^{-05}$	$1,0 \times 10^{-01}$
Ra-228	$8,3 \times 10^{-14}$	$1,8 \times 10^{-12}$	$2,6 \times 10^{-06}$	$5,3 \times 10^{-02}$
Rb-81	$5,9 \times 10^{-14}$	$6,7 \times 10^{-14}$	$5,0 \times 10^{-11}$	$3,4 \times 10^{-02}$
Rb-83	$4,8 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$7,1 \times 10^{-10}$	$6,4 \times 10^{-05}$
Rb-84	$8,3 \times 10^{-14}$	$2,5 \times 10^{-14}$	$1,1 \times 10^{-09}$	$1,2 \times 10^{-02}$
Rb-86	$8,3 \times 10^{-15}$	$2,1 \times 10^{-12}$	$9,6 \times 10^{-10}$	$4,6 \times 10^{-02}$
Rb-87	—	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
Rb (nat)	—	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
Re-184	$8,3 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,8 \times 10^{-09}$	$1,6 \times 10^{-02}$
Re-184m	$3,6 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$6,1 \times 10^{-09}$	$2,2 \times 10^{-02}$
Re-186	$1,7 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-13}$	$1,1 \times 10^{-09}$	$4,7 \times 10^{-02}$
Re-187	—	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
Re-188	$5,0 \times 10^{-15}$	$2,9 \times 10^{-12}$	$5,5 \times 10^{-10}$	$5,2 \times 10^{-02}$
Re-189	$3,1 \times 10^{-15}$	$4,0 \times 10^{-13}$	$4,3 \times 10^{-10}$	$4,9 \times 10^{-02}$
Re(nat)	—	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido	$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
Rh-99	$5,6 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$8,3 \times 10^{-10}$	$3,7 \times 10^{-03}$
Rh-101	$2,3 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-09}$	$1,1 \times 10^{-02}$
Rh-102	$2,0 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,6 \times 10^{-08}$	$5,1 \times 10^{-04}$
Rh-102m	$4,5 \times 10^{-14}$	$1,1 \times 10^{-13}$	$6,7 \times 10^{-09}$	$1,5 \times 10^{-02}$
Rh-103m	$2,2 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-11}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Rh-105	$7,1 \times 10^{-15}$	$5,6 \times 10^{-15}$	$3,4 \times 10^{-10}$	$3,5 \times 10^{-02}$
Rn-222	$1,5 \times 10^{-13}$	$3,8 \times 10^{-12}$	—	—
Ru-97	$2,1 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,1 \times 10^{-10}$	$2,1 \times 10^{-03}$
Ru-103	$4,5 \times 10^{-14}$	$5,0 \times 10^{-15}$	$2,8 \times 10^{-09}$	$1,8 \times 10^{-02}$
Ru-105	$7,1 \times 10^{-14}$	$8,3 \times 10^{-13}$	$1,8 \times 10^{-10}$	$4,5 \times 10^{-02}$
Ru-106	$1,9 \times 10^{-14}$	$4,5 \times 10^{-12}$	$6,2 \times 10^{-08}$	$4,9 \times 10^{-02}$
S-35	—	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,3 \times 10^{-09}$	$9,4 \times 10^{-03}$
Sb-122	$4,2 \times 10^{-14}$	$2,3 \times 10^{-12}$	$1,0 \times 10^{-09}$	$4,5 \times 10^{-02}$
Sb-124	$1,6 \times 10^{-13}$	$1,4 \times 10^{-12}$	$6,1 \times 10^{-09}$	$4,0 \times 10^{-02}$
Sb-125	$4,2 \times 10^{-14}$	$4,0 \times 10^{-15}$	$4,5 \times 10^{-09}$	$2,1 \times 10^{-02}$
Sb-126	$2,6 \times 10^{-13}$	$7,7 \times 10^{-13}$	$2,7 \times 10^{-09}$	$3,9 \times 10^{-02}$
Sc-44	$2,0 \times 10^{-13}$	$1,6 \times 10^{-12}$	$1,9 \times 10^{-10}$	$4,5 \times 10^{-02}$
Sc-46	$1,9 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$6,4 \times 10^{-09}$	$3,3 \times 10^{-02}$
Sc-47	$9,1 \times 10^{-15}$	$5,9 \times 10^{-15}$	$7,0 \times 10^{-10}$	$3,9 \times 10^{-02}$
Sc-48	$3,0 \times 10^{-13}$	$1,1 \times 10^{-12}$	$1,1 \times 10^{-09}$	$4,3 \times 10^{-02}$
Se-75	$3,4 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,4 \times 10^{-09}$	$2,8 \times 10^{-03}$
Se-79	—	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,9 \times 10^{-09}$	$1,2 \times 10^{-02}$
Si-31	$1,0 \times 10^{-16}$	$1,7 \times 10^{-12}$	$8,0 \times 10^{-11}$	$4,7 \times 10^{-02}$
Si-32	—	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,1 \times 10^{-07}$	$1,7 \times 10^{-02}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido	$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
Sm-145	$7,7 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,5 \times 10^{-09}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Sm-147			-	
Sm-151	$1,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,7 \times 10^{-09}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Sm-153	$5,9 \times 10^{-15}$	$1,1 \times 10^{-13}$	$6,1 \times 10^{-10}$	$4,5 \times 10^{-02}$
Sn-113	$2,7 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,5 \times 10^{-09}$	$1,7 \times 10^{-02}$
Sn-117m	$1,4 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,3 \times 10^{-09}$	$7,0 \times 10^{-02}$
Sn-119m	$1,6 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,0 \times 10^{-09}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Sn-121m	$7,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,2 \times 10^{-09}$	$3,3 \times 10^{-02}$
Sn-123	$6,3 \times 10^{-16}$	$1,3 \times 10^{-12}$	$7,7 \times 10^{-09}$	$4,5 \times 10^{-02}$
Sn-125	$2,8 \times 10^{-14}$	$2,7 \times 10^{-12}$	$3,0 \times 10^{-09}$	$4,5 \times 10^{-02}$
Sn-126	$1,5 \times 10^{-13}$	$1,7 \times 10^{-12}$	$2,7 \times 10^{-08}$	$7,7 \times 10^{-02}$
Sr-82	$1,0 \times 10^{-13}$	$4,2 \times 10^{-12}$	$1,0 \times 10^{-08}$	$4,7 \times 10^{-02}$
Sr-85	$4,8 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$7,7 \times 10^{-10}$	$3,3 \times 10^{-04}$
Sr-85m	$1,9 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-11}$	$1,5 \times 10^{-03}$
Sr-87m	$3,0 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-11}$	$8,5 \times 10^{-03}$
Sr-89	$1,0 \times 10^{-16}$	$1,6 \times 10^{-12}$	$7,5 \times 10^{-09}$	$4,6 \times 10^{-02}$
Sr-90	$1,0 \times 10^{-16}$	$3,1 \times 10^{-12}$	$1,5 \times 10^{-07}$	$8,8 \times 10^{-02}$
Sr-91	$6,6 \times 10^{-14}$	$3,3 \times 10^{-12}$	$4,1 \times 10^{-10}$	$4,6 \times 10^{-02}$
Sr-92	$1,2 \times 10^{-14}$	$9,1 \times 10^{-13}$	$4,2 \times 10^{-10}$	$8,9 \times 10^{-02}$
T(H-3)	—	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-11}$	—
Ta-178 (2,2 h)	$9,1 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$6,9 \times 10^{-11}$	$3,4 \times 10^{-02}$
Ta-179	$3,2 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,2 \times 10^{-10}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Ta-182	$1,1 \times 10^{-13}$	$7,7 \times 10^{-14}$	$9,7 \times 10^{-09}$	$5,2 \times 10^{-02}$
Tb-157	$3,2 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,1 \times 10^{-09}$	$2,8 \times 10^{-05}$
Tb-158	$7,1 \times 10^{-14}$	$6,3 \times 10^{-15}$	$4,3 \times 10^{-08}$	$1,5 \times 10^{-02}$
Tb-160	$1,0 \times 10^{-13}$	$4,3 \times 10^{-13}$	$6,6 \times 10^{-09}$	$4,8 \times 10^{-02}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido	$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
Tc-95m	$6,7 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$8,7 \times 10^{-10}$	$2,3 \times 10^{-03}$
Tc-96	$2,3 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$7,1 \times 10^{-10}$	$2,0 \times 10^{-04}$
Tc-96m	$2,3 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$7,0 \times 10^{-10}$	$2,0 \times 10^{-04}$
Tc-97	$1,3 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
Tc-97m	$1,2 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,1 \times 10^{-09}$	$1,9 \times 10^{-02}$
Tc-98	$1,3 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	$4,1 \times 10^{-02}$
Tc-99	—	$1,0 \times 10^{-15}$	—	$3,1 \times 10^{-02}$
Tc-99m	$1,0 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-11}$	$6,5 \times 10^{-03}$
Te-121	$5,6 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,9 \times 10^{-10}$	$2,8 \times 10^{-04}$
Te-121m	$2,0 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,2 \times 10^{-09}$	$1,1 \times 10^{-02}$
Te-123m	$1,3 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,9 \times 10^{-09}$	$2,4 \times 10^{-02}$
Te-125m	$5,0 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,3 \times 10^{-09}$	$3,1 \times 10^{-02}$
Te-127	$4,5 \times 10^{-16}$	$5,3 \times 10^{-14}$	$1,2 \times 10^{-10}$	$4,2 \times 10^{-02}$
Te-127m	$2,0 \times 10^{-15}$	$5,3 \times 10^{-14}$	$7,2 \times 10^{-09}$	$5,6 \times 10^{-02}$
Te-129	$5,9 \times 10^{-15}$	$1,5 \times 10^{-12}$	$5,0 \times 10^{-11}$	$4,6 \times 10^{-02}$
Te-129m	$7,7 \times 10^{-15}$	$1,2 \times 10^{-12}$	$6,3 \times 10^{-09}$	$6,3 \times 10^{-02}$
Te-131m	$1,3 \times 10^{-13}$	$8,3 \times 10^{-13}$	$1,1 \times 10^{-09}$	$5,7 \times 10^{-02}$
Te-132	$2,0 \times 10^{-13}$	$2,0 \times 10^{-12}$	$2,2 \times 10^{-09}$	$6,6 \times 10^{-02}$
Th-227	$9,1 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$9,6 \times 10^{-06}$	$5,9 \times 10^{-03}$
Th-228	$1,3 \times 10^{-13}$	$1,9 \times 10^{-12}$	$3,9 \times 10^{-05}$	$1,0 \times 10^{-01}$
Th-229	$8,1 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$9,9 \times 10^{-05}$	$1,6 \times 10^{-02}$
Th-230	$1,4 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,0 \times 10^{-05}$	—
Th-231	$2,6 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,1 \times 10^{-06}$	$2,3 \times 10^{-02}$
Th-232	$8,3 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
Th-234	$2,4 \times 10^{-15}$	$3,3 \times 10^{-12}$	$7,3 \times 10^{-09}$	$5,6 \times 10^{-02}$
Th (nat)	$2,2 \times 10^{-13}$	$3,7 \times 10^{-12}$	—	—
Ti-44	$2,1 \times 10^{-13}$	$1,6 \times 10^{-12}$	$1,2 \times 10^{-07}$	$4,5 \times 10^{-02}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido	$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
Tl-200	$1,2 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,4 \times 10^{-10}$	$3,9 \times 10^{-03}$
Tl-201	$8,3 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,7 \times 10^{-11}$	$7,0 \times 10^{-03}$
Tl-202	$4,3 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,0 \times 10^{-10}$	$1,7 \times 10^{-03}$
Tl-204	$1,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-13}$	$4,4 \times 10^{-10}$	$4,0 \times 10^{-02}$
Tm-167	$1,4 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,1 \times 10^{-09}$	$3,4 \times 10^{-02}$
Tm-170	$5,0 \times 10^{-16}$	$3,8 \times 10^{-13}$	$6,6 \times 10^{-09}$	$4,5 \times 10^{-02}$
Tm-171	$1,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,3 \times 10^{-09}$	$2,7 \times 10^{-04}$
U-230 (F)	$1,9 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,6 \times 10^{-07}$	$9,0 \times 10^{-03}$
U-230 (M)	$1,9 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,2 \times 10^{-05}$	$9,0 \times 10^{-03}$
U-230 (S)	$1,9 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,5 \times 10^{-05}$	$9,0 \times 10^{-03}$
U-232 (F)	$2,1 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,0 \times 10^{-06}$	$1,5 \times 10^{-04}$
U-232 (M)	$2,1 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$7,2 \times 10^{-06}$	$1,5 \times 10^{-04}$
U-232 (S)	$2,1 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,5 \times 10^{-05}$	$1,5 \times 10^{-04}$
U-233 (F)	$1,3 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,7 \times 10^{-07}$	—
U-233 (M)	$1,3 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,2 \times 10^{-06}$	—
U-233 (S)	$1,3 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$8,7 \times 10^{-06}$	—
U-234 (F)	$1,7 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,5 \times 10^{-07}$	—
U-234 (M)	$1,7 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,1 \times 10^{-06}$	—
U-234 (S)	$1,7 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$8,5 \times 10^{-06}$	—
U-235 (F)	$1,6 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
U-235 (M)	$1,6 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
U-235 (S)	$1,6 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
U-236 (F)	$1,5 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
U-236 (M)	$1,5 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,9 \times 10^{-06}$	—
U-236 (S)	$1,5 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$7,9 \times 10^{-06}$	—
U-238 (F)	$1,3 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
U-238 (M)	$1,3 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
U-238 (S)	$1,3 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido		$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
U (nat)		$1,6 \times 10^{-13}$	$7,9 \times 10^{-12}$	—	—
U (emp.)		$2,2 \times 10^{-15}$	$3,1 \times 10^{-12}$	—	—
V-48		$2,6 \times 10^{-13}$	$3,3 \times 10^{-13}$	$2,3 \times 10^{-09}$	$2,5 \times 10^{-02}$
V-49		$1,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-11}$	$2,8 \times 10^{-05}$
W-178		$1,1 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$7,6 \times 10^{-11}$	$6,1 \times 10^{-03}$
W-181		$3,8 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-11}$	$5,2 \times 10^{-05}$
W-185		$1,0 \times 10^{-16}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$1,4 \times 10^{-10}$	$3,4 \times 10^{-02}$
W-187		$4,5 \times 10^{-14}$	$4,8 \times 10^{-13}$	$2,0 \times 10^{-10}$	$4,5 \times 10^{-02}$
W-188		$5,0 \times 10^{-15}$	$2,7 \times 10^{-12}$	$1,1 \times 10^{-09}$	$7,9 \times 10^{-02}$
Xe-122	(*)	$9,1 \times 10^{-14}$	$2,5 \times 10^{-12}$	—	—
Xe-123	(*)	$5,6 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-13}$	—	—
Xe-127	(*)	$2,6 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
Xe-131m	(*)	$2,6 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
Xe-133	(*)	$4,8 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	—	—
Xe-135	(*)	$2,2 \times 10^{-14}$	$2,9 \times 10^{-13}$	—	—
Y-87		$7,1 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,0 \times 10^{-10}$	$8,7 \times 10^{-03}$
Y-88		$2,3 \times 10^{-13}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$4,1 \times 10^{-09}$	$1,3 \times 10^{-04}$
Y-90		$1,0 \times 10^{-16}$	$3,1 \times 10^{-12}$	$1,5 \times 10^{-09}$	$4,7 \times 10^{-02}$
Y-91		$3,2 \times 10^{-16}$	$1,7 \times 10^{-12}$	$8,4 \times 10^{-09}$	$4,6 \times 10^{-02}$
Y-91m		$5,0 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$5,0 \times 10^{-11}$	$2,3 \times 10^{-03}$
Y-92		$2,3 \times 10^{-14}$	$4,5 \times 10^{-12}$	$2,0 \times 10^{-10}$	$4,9 \times 10^{-02}$
Y-93		$7,7 \times 10^{-15}$	$3,8 \times 10^{-12}$	$4,3 \times 10^{-10}$	$4,8 \times 10^{-02}$
Yb-169		$2,9 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,8 \times 10^{-09}$	$2,7 \times 10^{-02}$
Yb-175		$3,7 \times 10^{-15}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$7,0 \times 10^{-10}$	$3,2 \times 10^{-02}$
Zn-65		$5,3 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$2,9 \times 10^{-09}$	$6,7 \times 10^{-04}$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO II.2. COEFICIENTES DE DOSIS Y DE TASA DE DOSIS DE RADIONUCLEIDOS NOTAS (cont.)

Radionucleido	$\dot{e}_{pt}$ (a) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	$\dot{e}\beta$ (b) ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$)	e_{inh} (c) ($Sv \cdot Bq^{-1}$)	H_{piel} (d) ($Sv \cdot m^2 \cdot TBq^{-1} \cdot s^{-1}$)
Zn-69	$1,0 \times 10^{-16}$	$3,1 \times 10^{-13}$	$5,0 \times 10^{-11}$	$4,5 \times 10^{-02}$
Zn-69m	$2,9 \times 10^{-14}$	$2,5 \times 10^{-13}$	$2,9 \times 10^{-10}$	$4,7 \times 10^{-02}$
Zr-88	$3,8 \times 10^{-14}$	$1,0 \times 10^{-15}$	$3,5 \times 10^{-09}$	$1,3 \times 10^{-03}$
Zr-93		$1,0 \times 10^{-15}$	—	
Zr-95	$5,6 \times 10^{-14}$	$2,2 \times 10^{-15}$	$5,5 \times 10^{-09}$	$3,3 \times 10^{-02}$
Zr-97	$1,1 \times 10^{-13}$	$2,7 \times 10^{-12}$	$1,0 \times 10^{-09}$	4.9×10^{-02}

CUADRO II.3. VALORES DE ACTIVIDAD ESPECÍFICA PARA URANIO CON VARIOS NIVELES DE ENRIQUECIMIENTO

Porcentaje en masa de U-235 presente en la mezcla de uranio	Actividad específica [a,b]	
	Bq/g	Ci/g
0,45	$1,8 \times 10^{4}$	$5,0 \times 10^{-7}$
0,72 (natural)	$2,6 \times 10^{4}$	$7,06 \times 10^{-7}$
1,0	$2,8 \times 10^{4}$	$7,6 \times 10^{-7}$
1,5	$3,7 \times 10^{4}$	$1,0 \times 10^{-6}$
5,0	$1,0 \times 10^{5}$	$2,7 \times 10^{-6}$
10,0	$1,8 \times 10^{5}$	$4,8 \times 10^{-6}$
20,0	$3,7 \times 10^{5}$	$1,0 \times 10^{-5}$
35,0	$7,4 \times 10^{5}$	$2,0 \times 10^{-5}$
50,0	$9,3 \times 10^{5}$	$2,5 \times 10^{-5}$
90,0	$2,2 \times 10^{6}$	$5,8 \times 10^{-5}$
93,0	$2,6 \times 10^{6}$	$7,0 \times 10^{-5}$
95,0	$3,4 \times 10^{6}$	$9,1 \times 10^{-5}$

[a] Los valores de actividad específica incluyen la actividad del U-234, el cual se concentra durante el proceso de enriquecimiento; estos valores no incluyen ninguna contribución debida a los productos descendientes. Los valores corresponden al material originado en el proceso de enriquecimiento del uranio natural por difusión gaseosa.

[b] Si el origen del material es desconocido, la actividad específica debería ser medida o calculada utilizando los datos de relación isotópica.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

REFERENCIA DEL APÉNDICE II

[II.1] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Radionuclide Transformations — Energy and Intensity of Emissions, Publication 38, Volumes 11–13, Pergamon Press, Oxford and New York (1983).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Apéndice III

EJEMPLOS DE CÁLCULO PARA ESTABLECER REQUISITOS MÍNIMOS EN MATERIA DE DISTANCIAS DE SEPARACIÓN

INTRODUCCIÓN

III.1. En el Reglamento de Transporte las distancias de separación se usan con tres finalidades para el transporte y el almacenamiento en tránsito:

i) Para separar los bultos de materiales radiactivos de los lugares normalmente ocupados por personas a fin de brindar la adecuada protección radiológica (párrafos 562 a) y b));
ii) Para separar los bultos de materiales radiactivos de bultos que contengan películas fotográficas sin revelar a fin de proteger dichas películas de la exposición accidental o el "velado" (párrafo 562 c));
iii) Para separar los bultos de materiales radiactivos de bultos que contengan otras mercancías peligrosas (párrafos 506 y 562 d)).

III.2. En el presente apéndice se proporciona orientación sobre una de las posibles formas de elaborar criterios con objeto de separar los bultos de materiales radiactivos de los lugares normalmente ocupados por trabajadores del transporte y por miembros del público. Se puede aplicar un procedimiento similar para elaborar criterios relativos a la protección de las películas fotográficas sin revelar. En el párrafo 562.11 se resume brevemente un método para separar los bultos que contienen materiales radiactivos de otras mercancías peligrosas.

III.3. En general, las autoridades de transporte modal realizan la separación con fines de protección radiológica estableciendo cuadros de distancias de separación mínimas que se basan en los valores límite de dosis establecidos en el párrafo 562 del Reglamento de Transporte (véase también el cuadro 11 del Reglamento de Transporte).

III.4. El procedimiento que se expone a continuación es conservador en muchos aspectos. Por ejemplo, los valores límite establecidos para la dosis en el párrafo 562 se aplican en el perímetro de una zona normalmente ocupada. Dado que las personas se desplazarán de un lugar a otro dentro de la zona ocupada durante el período en que estén presentes los bultos de materiales radiactivos, la exposición resultante será inferior a los valores límite [III.1]. Los niveles de radiación utilizados en el procedimiento están basados en el índice

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de transporte (IT) del bulto o en la sumatoria de los IT de un conjunto de bultos. Así pues, en los conjuntos de bultos no se considera el autoblindaje de uno con respecto a los otros y, por lo tanto, los niveles reales de radiación serán inferiores a los que sirven de base para los cálculos.

III.5. Para establecer los requisitos mínimos en distancias de separación por este método es necesario, en primer lugar, elaborar un modelo de las condiciones de transporte para una determinada modalidad de transporte. En la elaboración de este modelo hay que considerar numerosas variables. Estos criterios son bien conocidos y ya han sido documentados en cálculos realizados anteriormente para el transporte aéreo [III.2, III.3] y el transporte marítimo [III.2]. Parámetros importantes de este modelo son, entre otros, los siguientes:

a) los períodos anuales máximos de viaje (PAMV) correspondientes a la tripulación y a la persona representativa de los miembros del público;
b) el factor de tráfico radiactivo (FTR), que se define como la razón entre el número anual de viajes realizados en compañía de bultos de materiales radiactivos de las categorías II–AMARILLA y III-AMARILLA[1] y el número total anual de viajes;
c) los tiempos máximos anuales de exposición (TMAE), tanto para la tripulación como para el público, cuyo valor es el PAMV apropiado multiplicado por el FTR correspondiente, es decir,

$$\text{TMAE (h/año)} = \text{PAMV (h/año)} \times \text{FTR} \qquad \text{(III.1)}$$

d) los valores de dosis aplicables (VD), según el párrafo 562, para la tripulación y los miembros del público; y
e) las tasas de dosis de referencia (TDR) para la tripulación y los miembros del público, que son utilizadas como base para establecer las distancias mínimas de separación y que se obtienen dividiendo los valores de dosis por el tiempo máximo de exposición anual aplicable, es decir,

$$\text{TDR (mSv/h)} = \text{VD (mSv/año)}/\text{TMAE (h/año)} \qquad \text{(III.2)}$$

III.6. A continuación se presenta un ejemplo de cómo determinar las distancias de separación para los casos de aeronaves de pasajeros y de carga. Este ejemplo se basa en un conjunto determinado de hipótesis y técnicas de cálculo. También

[1] Se excluyen los bultos de la categoría I–BLANCA debido a que no representan riesgos importantes de exposición a las radiaciones.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

son factibles otras técnicas de cálculo. Se han considerado las siguientes tres configuraciones posibles:

i) estiba de bultos de materiales radiactivos en un único grupo en la bodega de una aeronave de pasajeros;
ii) estiba de bultos de materiales radiactivos en la bodega de una aeronave de pasajeros, en grupos múltiples y con distancias de separación establecidas entre los grupos; y
iii) estiba en la bodega de una aeronave combinada de carga y de pasajeros (denominadas aeronaves 'combi' en la industria aeronáutica) o en una aeronave de carga.

III.7. En los cálculos siguientes todos los bultos y grupos de bultos se tratan como fuentes puntuales únicas cuyos niveles de radiación pueden describirse mediante la relación inversa del cuadrado. La consideración de detalles relativos a las dimensiones del bulto y a la configuración de la estiba redundará generalmente en una ligera disminución de la distancia de separación requerida. Así pues, el tratamiento de todos los grupos de bultos como fuentes puntuales únicas representa un método conservador.

ESTIBA DE UN GRUPO DE BULTOS EN LA BODEGA DE AERONAVES DE PASAJEROS

III.8. En una aeronave de pasajeros típica los bultos se cargan en un compartimento de carga emplazado directamente debajo de la cabina de pasajeros. El nivel de radiación más alto lo experimentaría un pasajero localizado en un asiento directamente encima de un bulto o grupo de bultos de materiales radiactivos. Los demás pasajeros estarían expuestos a niveles inferiores. Esta situación se representa en la figura III.1.

III.9. La distancia mínima real de separación (DMR) que se requiere entre una fuente situada dentro de un bulto (o grupo de bultos) y el punto de interés (que representa al pasajero) en una aeronave típica será la suma de las distancias de separación requeridas (S, en metros) entre el bulto y el perímetro de la cabina de pasajeros, la altura del asiento (aunque la altura real de asiento en la mayoría de las aeronaves sería aproximadamente de 0,5 m, para este cálculo se supone que sea de 0,4 m, con criterio conservador) y el radio del bulto (r, en metros):

$$DMR = S + 0{,}4 + r \qquad \text{(III.3)}$$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

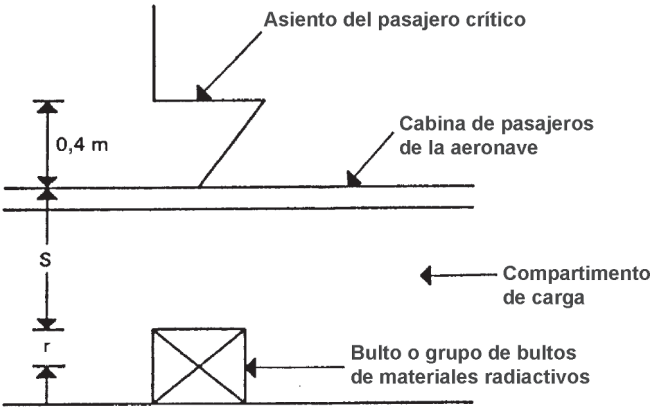


Fig. III.1. Configuración típica de pasajeros y carga en aeronaves de pasajeros utilizada para determinar la distancia de separación S.

III.10. El IT representa una medida exacta del nivel de radiación máximo a 1 m de la superficie del bulto. Para utilizar las unidades de medición radiológicas del Sistema Internacional (SI), el IT debe dividirse por un factor de 100. Así pues, aplicando la ley de la inversa del cuadrado se obtiene:

$$TDR = (IT/100)(FT_f)(1{,}0 + r)^2/(DMR)^2 \qquad \text{(III.4)}$$

donde

TDR es la tasa de dosis de referencia a la altura del asiento (mSv/h);
IT es el índice de transporte que, cuando se divide por 100, expresa el nivel de radiación a 1 m de la superficie del bulto (mSv/h);
FT_f es el factor de transmisión del piso de la cabina de pasajeros, es decir, la fracción de radiación que atraviesa las estructuras de la aeronave entre la fuente y el punto donde se recibe la dosis (adimensional);
r es el radio del bulto o del conjunto de bultos (la mitad de la dimensión mínima) (m); y
DMR es la distancia mínima real al punto donde se recibe la dosis (m).

III.11. Sustituyendo la ecuación (III.3) dentro de la ecuación (III.4) se obtiene:

$$TDR = (IT/100)(FT_f)(1{,}0 + r)^2/(S + 0{,}4 + r)^2 \qquad \text{(III.5)}$$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

III.12. Resolviendo para S, se obtiene:

$$S = [(IT \times FT_f)/(100 \times TDR)]^{1/2} (1 + r) - (r + 0,4) \quad \text{(III.6)}$$

III.13. El factor de transmisión (FT_f) varía con la energía de la radiación emitida por el bulto y la construcción del piso de la aeronave. Los factores de transmisión típicos están comprendidos entre 0,7 y 1,0. Las combinaciones del IT, el factor de transmisión y el tamaño del bulto que se indican en el cuadro III.1 se seleccionaron como modelos conservadores aunque realistas.

CUADRO III.1. FACTORES DE TRANSMISIÓN

Índice de transporte (IT)	Factor de transmisión (FT_f)	Radio del bulto (r) (m)
0 a 1,0	1,0	0,05
1,1 a 2,0	0,8	0,1
2,1 a 50	0,7	0,4

III.14. La tasa de dosis de referencia (TDR) se determina a partir de las ecuaciones (III.1, III.2). Se supone que el FTR es 1 de 10 [III.4]. Es preciso establecer datos para fijar un valor de FTR aplicable internacionalmente y elaborar cuadros de distancias de separación fiables. Se supone que las personas que viajan con frecuencia de un lugar a otro, como por ejemplo, los agentes de ventas, pueden volar 500 horas cada año y, en consecuencia, que el PAMV de esta persona representativa equivalga a 500 h/año. Así, de la ecuación (III.1), se obtiene:

$$TMAE = (500 \text{ h/año}) \times (0,1) = 50 \text{ h/año}$$

III.15. El valor aplicable de VD para un pasajero, según el párrafo 562 b) del Reglamento de Transporte, es 1,0 mSv/año; y, en consecuencia, el valor aplicable de la TDR, según la ecuación (III.2), es:

$$TDR = (1 \text{ mSv/año})/(50 \text{ h/año}) = 0,02 \text{ mSv/h}$$

III.16. En el caso de la estiba en la bodega de las aeronaves de pasajeros, la exposición de los pilotos debería ser mínima debido a la localización de la cabina de la tripulación con relación a las zonas de carga.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

III.17. Con estas hipótesis se utiliza la ecuación (III.6) para calcular las distancias de separación indicadas en la segunda columna del cuadro III.2. También se muestran, con fines comparativos, los valores de separación utilizados en las Instrucciones Técnicas para el Transporte sin Riesgos de Mercancías Peligrosas por Vía Aérea [III.5]. Por conveniencia práctica, estos valores se redondean frecuentemente para aplicarlos en los reglamentos de las organizaciones internacionales de transporte.

CUADRO III.2. VARIACIÓN DE LA DISTANCIA DE SEPARACIÓN EN FUNCIÓN DEL ÍNDICE DE TRANSPORTE PARA UN ÚNICO GRUPO DE BULTOS ESTIBADO EN LA BODEGA DE UNA AERONAVE DE PASAJEROS

Total de IT para los bultos del grupo	Distancia de separación vertical (desde la parte superior del grupo de bultos hasta el piso de la bodega (m))	
	Calculado en el presente apéndice[a]	En las Instrucciones Técnicas de la OACI de 1995-1996[b]
1,0	0,29	0,30
2,0	0,48	0,50
3,0	0,63	0,70
4,0	0,86	0,85
5,0	1,05	1,00
6,0	1,23	1,15
7,0	1,39	1,30
8,0	1,54	1,45
9,0	1,68	1,55
10,0	1,82	1,65

[a] Calculado aplicando la ecuación (III.6) y las hipótesis expuestas en el presente apéndice.
[b] Instrucciones Técnicas para el Transporte sin Riesgos de Mercancías Peligrosas por Vía Aérea de la OACI [III.5].

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

ESTIBA DE BULTOS EN GRUPOS MÚLTIPLES EN LA BODEGA DE AERONAVES DE PASAJEROS

III.18. Cabe señalar que en la mayoría de las aeronaves puede obtenerse la distancia de separación vertical calculada de 1,05 m para un único bulto o grupo de bultos con un IT de 5, pero para otras muchas aeronaves sería imposible alcanzar una distancia de separación vertical mayor de 1,6 m. Esto limitaría el IT total de un grupo de bultos que pueda ubicarse en una aeronave de pasajeros. Para aumentar el IT total que puede ser transportado en una aeronave de pasajeros, sería necesario separar los bultos o grupos de bultos dentro de la bodega de carga de la aeronave. En la figura III.2 se ilustra una configuración de cinco grupos de bultos, cada uno con un valor de IT total diferente y con la misma distancia de espaciado S' entre los grupos. El máximo nivel de radiación para los pasajeros se encontraría en el asiento ubicado directamente encima del grupo central de bultos.

III.19. Para una configuración semejante a la que se muestra en la figura III.2, aplicando la ley de la inversa del cuadrado se obtiene:

$$TDR = FT_f \sum_{i=1}^{5} (IT_i/100)(1{,}0 + r_i)^2/(DMR_i)^2$$

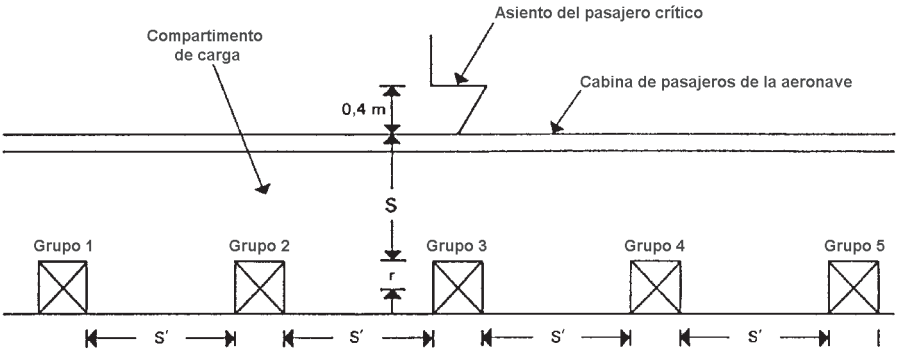


Fig. III.2. Configuración típica de pasajeros y carga especial en aeronaves de pasajeros utilizada para determinar la distancia de separación S y la distancia de espaciado S'.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

III.20. Si se supone que:

$IT_i = 4$, i = 1 a 5

$r_i = 0{,}4$ m, i = 1 a 5

$FT_f = 0{,}7$

entonces TDR = 0,02 mSv/h. Cabe señalar que:

$$DMR_1 = DMR_5 = \sqrt{(r + S + 0{,}4)^4 + (4r + 2S')^2}$$

$$DMR_2 = DMR_4 = \sqrt{(r + S + 0{,}4)^2 + (2r + S')^2}$$

$$DMR_3 = r + S + 0{,}4$$

III.21. Las ecuaciones (III.7) y (III.8) se combinan para obtener una ecuación con dos incógnitas, S y S' Diversas combinaciones de S y S' posibilitarían que una remesa de bultos que tuviera un IT total de 20 se transportara con una distancia de separación S inferior a 2,9 m. Por ejemplo, la colocación de los cinco grupos, cada uno con un IT total de 4, como se observa en la figura III.2, a una distancia de separación S de 1,6 m con una distancia de espaciamiento S' de 2,11 m produciría un nivel de radiación máximo a la altura del asiento de 0,02 mSv/h. Así, varias combinaciones de separación y espaciamiento controlarían con seguridad la exposición a la radiación de los pasajeros en relación con el IT de remesas grandes.

ESTIBA EN LA BODEGA DE AERONAVES COMBINADAS (COMBI) O DE CARGA

III.22. Para esta situación se utilizan todos los parámetros previamente supuestos, excepto el FT_w (factor de transmisión para la pared de un compartimento ocupado) que se supone (sin verificación) mayor o igual que 0,8.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

III.23. Para la tripulación, se establecen las siguientes hipótesis[2]:

PAMV = 1000 h/año
FTR = 1/4
TMAE = (1000 h/año) x (1/4) = 250 h/año
VD = 5,0 mSv/año (según el párrafo 562 a) del Reglamento de Transporte)
TDR = (5,0 mSv/h) / (250 h/año) = 0,02 mSv/h

III.24. En el presente caso también se han aplicado los valores de PAMV y TMAE que se usaron anteriormente para los pasajeros de las aeronaves de pasajeros. Con estas hipótesis, los cálculos correspondientes a los pasajeros en aeronaves combi y para la tripulación en aeronaves de carga permitirán obtener las mismas distancias de separación.

III.25. En la figura III.3 se representa la situación correspondiente a aeronaves combi o de carga. La distancia horizontal mínima entre el respaldo del asiento de una persona sentada y la pared interior del compartimento ocupado también se supone que sea de 0,4 m. Probablemente, este sea un valor conservador debido a que, si la carga está ubicada delante, los pies del pasajero se situarán contra la mampara divisoria; y si la carga está situada detrás, lo normal es que entre la mampara y el asiento posterior haya instrumentos, una cocina de a bordo, aseos o, por lo menos, el equipaje o el espacio necesario para reclinar el asiento. En este caso se aplica la ecuación (III.3) para la DMR, y S puede obtenerse como:

$$S = [(IT \times FT_w)/(100 \times TDR)]^{1/2} (1 + r) - (r + 0,4)$$

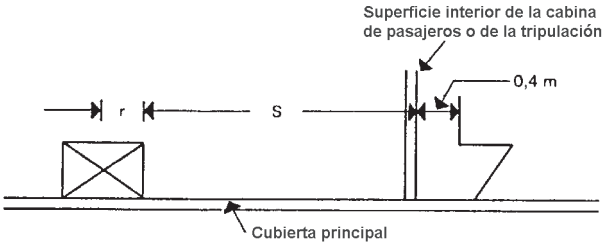


Fig. III.3. Configuración característica de la estiba en la bodega de una aeronave combinada (combi) o de carga.

[2] Los valores de PAMV y FTR que se suponen en este caso para los miembros de la tripulación no han sido verificados en situaciones de vuelo real.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

III.26. Las distancias de separación calculadas para las aeronaves combi y de carga se indican en el cuadro III.3.

CUADRO III.3. VARIACIÓN DE LA DISTANCIA DE SEPARACIÓN EN FUNCIÓN DEL ÍNDICE DE TRANSPORTE PARA LA ESTIBA EN LA BODEGA DE AERONAVES COMBI O DE CARGA

Total de IT para los bultos del grupo	Distancia horizontal de separación (desde la cara anterior del grupo de bultos hasta la pared interior del compartimento ocupado (m))
1,0	0,29
2,0	0,48
5,0	1,18
10,0	2,00
20,0	3,16
30,0	4,05
40,0	4,80
50,0	5,46
100,0	8,05
150,0	10,04
200,0	11,72

DISTANCIAS DE SEPARACIÓN PARA PELÍCULAS FOTOGRÁFICAS SIN REVELAR

III.27. Se puede aplicar un método similar al descrito anteriormente para determinar los requisitos en distancias de separación aplicables a bultos marcados con la indicación de que contienen películas fotográficas sin revelar. No obstante, en vez de establecer el modelo de un tiempo de exposición para viajes repetitivos, se considerará un único viaje. Para este único viaje se aplica normalmente una dosis permitida máxima de 0,1 mSv (véase el párrafo 562 c)) a fin de calcular la distancia de separación S correspondiente a tiempos de tránsito determinados.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

REFERENCIAS DEL APÉNDICE III

[III.1] WILSON, C.K., The air transport of radioactive materials, Radiat. Prot. Dosim. **48** 1 (1993) 129–133.

[III.2] GIBSON, R., The Safe Transport of Radioactive Materials, Pergamon Press, Oxford and New York (1966).

[III.3] UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, Recommendations for Revising Regulations Governing the Transportation of Radioactive Material in Passenger Aircraft (July 1994) (available at the Nuclear Regulatory Commission's Public Document Room, Washington, DC).

[III.4] GELDER, R., Radiological Impact of the Normal Transport of Radioactive Materials by Air, Rep. NRPB M219, National Radiological Protection Board, Chilton, UK (1990).

[III.5] ORGANIZACIÓN DE AVIACIÓN CIVIL INTERNACIONAL, Instrucciones Técnicas para el Transporte sin Riesgos de Mercancías Peligrosas por Vía Aérea, Edición de 2011-2012, OACI, Montreal (2011).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Apéndice IV

ESTIBA Y SUJECIÓN DE BULTOS DURANTE EL TRANSPORTE

INTRODUCCIÓN

IV.1. Según los requisitos del Reglamento de Transporte, para que los bultos que contienen materiales radiactivos se transporten con seguridad deberían tener restringido el movimiento dentro o sobre el medio de transporte durante la operación de transporte. Los requisitos específicos de los párrafos pertinentes del Reglamento de Transporte son aplicables como se indica a continuación:

— párrafo 564: asegurar la estiba de las remesas, lo que se puede garantizar por medio de una variedad de sistemas de sujeción (véase *infra*);
— párrafo 607: el bulto se diseñará considerando debidamente sus sistemas de sujeción respecto de cada una de las modalidades de transporte que se prevea utilizar;
— párrafo 613: los componentes del bulto y de sus sistemas de sujeción se diseñarán de modo que su integridad no se vea afectada durante las operaciones de transporte rutinarias;
— párrafo 638: en las condiciones de transporte normales o en las de accidente, la integridad del bulto (del Tipo BI-3 al Tipo C) no se menoscabará a consecuencia de las tensiones que se apliquen al bulto o a sus puntos de enganche por los elementos de atadura u otros sistemas de sujeción.

IV.2. Algunos aspectos referentes a estos párrafos del Reglamento de Transporte se indican en los respectivos párrafos de consulta que figuran en el texto principal de esta publicación, si bien en el presente apéndice y en las referencias [IV.1 a IV.28] se recogen detalles adicionales. Los sistemas de sujeción del bulto tienen que diseñarse para que funcionen de manera previsible en todas las condiciones de transporte. No obstante, en las condiciones normales o de accidente se permite, y quizás se exija como parte del diseño, que el bulto se separe del medio de transporte mediante la rotura de los elementos de fijación o la liberación del sistema de sujeción concebida en el diseño con el fin de preservar la integridad del bulto.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

IV.3. Las fuerzas inerciales que actúan sobre los bultos en las condiciones de transporte rutinarias pueden deberse a:

a) irregularidades en la carretera o la vía de ferrocarril;
b) vibraciones;
c) aceleraciones lineales y frenado;
d) cambios de dirección;
e) patinazos a causa de las inclemencias del tiempo sin que se produzca impacto.

Las fuerzas inerciales que actúan sobre los bultos en las condiciones de transporte normales pueden deberse a condiciones de transporte rutinarias y a los siguientes incidentes menos corrientes:

a) impactos secundarios con vehículos y obstáculos;
b) cambios de carril;
c) fuerte oleaje;
d) turbulencia o aterrizajes forzosos en el transporte aéreo.

TIPOS DE SISTEMAS DE SUJECIÓN

IV.4. Hay una diversidad de métodos de sujeción, como los siguientes:

a) tensores o amarras (correas, cuerdas, cadenas, eslingas, etc.) conectados entre los puntos de enganche del bulto y los puntos de anclaje en el medio de transporte;
b) tensores, redes o amarras extensibles que se echan sobre la parte superior del bulto y que se aseguran únicamente al medio de transporte (es decir, sin ningún punto de enganche en el embalaje);
c) muñones en el bulto que se fijan a soportes situados sobre una estructura de transporte o que forman parte del medio de transporte;
d) pestañas de pie o rebordes de base integrados en el bulto, que se fijan sobre una estructura de transporte o directamente al medio de transporte;
e) sistemas de fijación de tipo “twistlocks” ISO corrientes o reforzados;
f) calzos sujetos al medio de transporte, o un inmovilizador sujeto al medio de transporte, o huecos (por ejemplo, un pozo) fabricados dentro del medio de transporte, que permitan que el bulto quede retenido por su propio peso.

IV.5. Algunos de los métodos de sujeción pueden combinarse si es preciso, en la misma forma que se recomienda que los bultos se transporten calzados

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

y amarrados a la vez. Los métodos de sujeción en las condiciones de transporte rutinarias no deberían producir daños en el bulto, o incluso sobretensión en los componentes del bulto o en su sistema de sujeción. El diseñador puede cumplir el requisito de que la integridad del bulto no se vea deteriorada por sobretensiones en las condiciones de transporte normales o de accidente incorporando enlaces débiles cuantificables en los puntos de fijación del bulto o en los dispositivos de amarre especificados para la sujeción.

IV.6. Con frecuencia los bultos más grandes y más pesados se aseguran al medio de transporte por un método de sujeción específico. Los bultos ligeros y pequeños generalmente se llevan dentro de un medio de transporte cerrado y se bloquean, se apoyan, se atan o se restringe su movimiento durante el transporte utilizando cualquier otro método apropiado. Al diseñar el bulto se debería definir y especificar el equipo destinado para su sujeción y se deberían elaborar instrucciones de uso y manipulación para la utilización del bulto y de su equipo de sujeción. A falta de tal equipo específico, el remitente y el transportista tienen la responsabilidad de asegurar que el movimiento del bulto quede restringido en cumplimiento de los requisitos reglamentarios y de las modalidades de transporte, por ejemplo, empleando sistemas de amarre o redes de carga para fines generales.

IV.7. Los tensores son un método de sujeción que se usa muy habitualmente y en su empleo deberían tenerse en cuenta los siguientes aspectos prácticos:

a) Los calzos fijados al medio de transporte, y que lindan con la base del bulto para restringir su movimiento horizontal, reducen enormemente la carga que han de soportar los tensores y los protegen de cargas dinámicas súbitas, de tal modo que dan a los amarres un tiempo crítico adicional para que se estiren uniformemente en lugar de que se produzca un fallo prematuro.
b) En los bultos con calzos, la carga sobre los elementos de atadura en general disminuye a medida que aumenta el ángulo que forman con el medio de transporte. El diseñador debería garantizar que el efecto del ángulo de amarre se tome en cuenta cuidadosamente. Cuando el espacio es limitado, los elementos de atadura pueden disponerse de manera cruzada. Sin embargo, hay que reconocer que esta práctica aumenta la carga sobre los amarres y puntos de enganche. Debería prevenirse el rozamiento entre los elementos de los sistemas de atadura o de estos con partes del bulto o del medio de transporte. En el caso de un bulto que no sea simétrico, los

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

ángulos de amarre deberían modificarse para tener en cuenta la geometría del bulto.

c) Los elementos de atadura deberían pretensarse para evitar que se aflojen durante el uso y se les debería verificar y dar mantenimiento a lo largo del viaje. Para evitar un posible aflojamiento debido a las vibraciones durante el transporte, deberían utilizarse conexiones resistentes a la vibración.

d) Los puntos de anclaje de los elementos de amarre (y de los calzos) deberían estar fijados directamente a la estructura del medio de transporte y no a la plataforma, a menos que la plataforma sea capaz de soportar las fuerzas especificadas en el diseño.

ASPECTOS RELACIONADOS CON EL FACTOR DE ACELERACIÓN DEL BULTO

IV.8. Debido a las diferencias en las infraestructuras y prácticas de transporte existentes en el mundo, es preciso consultar a las autoridades competentes nacionales y las reglamentaciones y normas nacionales e internacionales aplicables a las diversas modalidades de transporte con el fin de confirmar qué factores de aceleración son obligatorios o cuáles se recomiendan para el bulto, así como cualquier otra condición especial para el transporte que se debería utilizar en el diseño de los bultos y de sus sistemas de sujeción. Estos factores de aceleración representan los efectos de la inercia del bulto y se aplican simultáneamente en el centro de masas del bulto como fuerzas cuasi estáticas equivalentes o como forma de onda de impulso de fuerza con un período de hasta 1 s y una amplitud máxima en el factor de aceleración determinado, en relación con lo cual debería estar diseñado el sistema de sujeción del bulto. Puesto que muchos bultos se diseñan para el uso en más de un país y con más de una modalidad de transporte, se deberían utilizar los factores de aceleración más exigentes en los países y modalidades de transporte de que se trate.

IV.9. Los factores de aceleración tendrán que ser aplicados en el diseño y el análisis de los bultos y de sus sistemas de sujeción. El cuadro IV.1 da idea de la magnitud de los factores de aceleración que podrían utilizarse para el diseño de los bultos y de sus sistemas de sujeción para las condiciones de transporte rutinarias. Los valores indicados para cada modalidad de transporte estarían en consonancia con la mayoría de las reglamentaciones nacionales e internacionales. El diseñador del bulto y el usuario serán responsables de asegurar que el sistema de sujeción del bulto se ha diseñado de conformidad con los valores especificados por las correspondientes autoridades competentes y organizaciones de transporte modal.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO IV.1. FACTORES DE ACELERACIÓN QUE DEBERÍAN CONSIDERARSE EN EL DISEÑO DE LOS SISTEMAS DE SUJECIÓN DE BULTOS

Modalidad	Factores de aceleración		
	Longitudinal	Lateral	Vertical
Carretera	2 g	1 g	2 g arriba, 3 g abajo
Ferrocarril	5 g	2 g	2 g arriba, 2 g abajo
Marítimo/aguas interiores	2 g	2 g	2 g arriba, 2 g abajo
Aéreo[a]	1,5 g (9 g hacia adelante)	1,5 g	2 g arriba, 6 g abajo

[a] Los factores de aceleración vertical para el transporte aéreo dependen del grado de aceleración del tipo de aeronave cuando se somete a las máximas condiciones de ráfaga y de la posición de la carga en relación con el centro de gravedad de la aeronave. Los valores mostrados son los máximos para la mayoría de las aeronaves modernas. El factor longitudinal hacia delante de 9 g se requiere cuando no hay un tabique hermético reforzado entre el espacio de carga y la tripulación de la aeronave.

IV.10. Las fuerzas que soportará el bulto pueden determinarse multiplicando los factores de aceleración que se indican en el cuadro IV.1 por la masa del bulto. Estas aceleraciones son las que experimenta el bulto como resultado de la inercia, y no comprenden los efectos de la gravedad en el sistema. Por lo tanto, deberían aplicarse además los efectos de la gravedad (peso del bulto/vehículo/sistema de fijación). Todos los criterios de diseño estructural utilizados en el diseño del bulto y su sistema de sujeción deberían ser acordados con las autoridades competentes pertinentes. En particular, las aceleraciones derivadas de las condiciones de transporte rutinarias no deberían causar la deformación de los componentes del bulto ni de su sistema de sujeción. También deberían acordarse con las autoridades competentes pertinentes niveles aceptables de presión de trabajo en los elementos de atadura y los puntos de anclaje del vehículo.

IV.11 Además de estos aspectos cuasi estáticos, el diseñador del bulto también debería tener en cuenta los efectos de las cargas cíclicas que pudieran provocar el fallo de los componentes del bulto y de su sistema de sujeción a consecuencia de la fatiga. Estas cargas cíclicas pueden ocurrir durante cualquier operación de transporte y, por consiguiente, se definen como las que suceden solamente durante el transporte en condiciones rutinarias, ya que en el transporte en condiciones normales se añaden cargas no cíclicas e imprevisibles derivadas

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de impactos menores, turbulencias y el manejo impreciso del vehículo. Deberían acordarse con las autoridades competentes pertinentes los valores de aceleración, el número de ciclos, los niveles de tensión permisibles y los criterios de diseño aceptables para la evaluación de la fatiga.

IV.12 Cabe señalar además que ya se han concertado acuerdos con muchas autoridades competentes y organizaciones de transporte modal con respecto a la posibilidad de utilizar distintos factores de aceleración en algunos bultos determinados. En el cuadro IV.2 se presenta un número limitado de bultos de ese tipo y pueden consultarse otros ejemplos en las referencias [IV.1 a IV.28], en particular las referencias [IV.10 a IV.12]. Los valores de aceleración que figuran en el Cuadro IV.2 proceden de la referencia pertinente y pueden no ser aceleraciones absolutas. Véanse los documentos fuente si se requieren aclaraciones. Sigue siendo responsabilidad del diseñador del bulto y del usuario, ponerse en contacto con las autoridades competentes que no sean partes en esos acuerdos, para confirmar que estos factores serán aceptables para las operaciones de transporte propuestas.

VERIFICACIÓN DEL CUMPLIMIENTO MEDIANTE ENSAYOS

IV.13. Quizás convenga demostrar mediante ensayos que un bulto y su sistema de sujeción satisfacen los requisitos relativos al factor de aceleración. Cuando se utilicen sensores de aceleración para evaluar el comportamiento del sistema de sujeción, se debería considerar la frecuencia umbral en lo que respecta a la definición de las cargas cuasi estáticas equivalentes. La frecuencia umbral se debería seleccionar de manera que se ajuste a la masa, la forma y las dimensiones del bulto y del medio de transporte que se esté considerando. La experiencia indica que para un bulto con una masa de 100 t la frecuencia umbral debería ser del orden de 10 a 20 Hz [IV.8]. Para bultos más pequeños con una masa de m t, la frecuencia umbral debería ajustarse multiplicándola por un factor de $(100/m)^{1/3}$.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO IV.2. FACTORES DE ACELERACIÓN PARA EL DISEÑO DE SISTEMAS DE SUJECIÓN DE BULTOS APLICABLES A BULTOS ESPECÍFICOS

Tipo de bulto	Factores de aceleración		
	Longitudinal	Lateral	Vertical
Bultos del Tipo B(U) o del Tipo B(M) que contengan sustancias fisionables certificados en los Estados Unidos [IV.7]			
Todos	10 g[a]	5 g[a]	2 g[a]
Bultos de materiales radiactivos en Europa por ferrocarril [IV.8]			
Ferrocarril	4 g (1 g[b])	0,5 g[b]	1 g ± 0,3 g[b]
Transporte de combustible nuclear irradiado, plutonio y desechos de actividad alta en embarcaciones [IV.9]			
Marítimo	1,5 g	1,5 g	1 g arriba, 2 g abajo
Transporte interno en barcazas de bultos de materiales radiactivos [IV.6]			
Marítimo/aguas interiores	1,5 g	1,6 g	2 g
Bultos de hexafluoruro de uranio [IV.1]			
Carretera y ferrocarril	2 g	1 g	±1 g
Marítimo	2 g	1 g	±2 g
Aéreo	3 g	1,5 g	±3 g

[a] Los Estados Unidos estipulan estos valores para elementos de amarre que forman partes estructurales de los diseños de bultos del Tipo B(U), del Tipo B(M) y de bultos de sustancias fisionables.

[b] Se permiten factores de aceleración inferiores si se realizan movimientos específicos con vagones de ferrocarril especiales. Asimismo, se requieren factores de aceleración superiores si es probable que se produzca el izado en los puntos de enganche o si los vagones de ferrocarril van a ser acarreados en ciertos buques de transbordo rodado [IV.8].

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

EJEMPLOS DE DISEÑOS Y EVALUACIONES DE SISTEMAS DE SUJECIÓN

IV.14 Para la sujeción del bulto dentro o sobre los medios de transporte se utilizan muchos diseños. Dos de ellos son los siguientes:

i) el uso de tensores con calzos; y
ii) un bulto atornillado al medio de transporte mediante una pestaña o un reborde rígido en su base.

IV.15. Estos casos se basan en los ejemplos de cálculo que se incluyen en varias referencias al final de este apéndice; véanse en especial las referencias [IV.3, IV.11, IV.17]. La fricción entre el bulto y la plataforma del medio de transporte no se tiene en cuenta, y solo puede considerarse como un factor que proporciona un margen de seguridad adicional, aunque no cuantificable.

IV.16. Los cálculos exactos de las cargas que se generan por y en los sistemas de sujeción a causa de las aceleraciones, que se supone que actúan simultáneamente en diferentes direcciones, son complejos desde el punto de vista analítico, y aún más en el caso de los sistemas de sujeción de múltiple redundancia. No obstante, el diseñador debe cuantificar la carga transmitida desde el sistema de fijación al bulto y al medio de transporte (por reacción). Tal cuantificación es necesaria por varios motivos:

a) para determinar las cargas máximas de enganche para la sujeción del bulto;
b) para asegurarse de que, bajo determinada aceleración, el sistema de fijación esté especificado correctamente y se mantenga la ubicación correcta del bulto;
c) para definir las cargas máximas de anclaje del medio de transporte;
d) para demostrar a cualquier autoridad competente que la integridad del bulto se mantiene de conformidad con lo estipulado en el Reglamento de Transporte;
e) para permitir la correcta especificación de las instrucciones de estiba (al transportista); y
f) para determinar claramente los criterios mediante los cuales el diseño de los componentes del sistema de fijación y de los enganches cumplen los aspectos mencionados.

IV.17. Para demostrar el nivel de requisitos que se precisa, incluso para sistemas de fijación estática simples, a continuación se presentan dos ejemplos, con sus correspondientes simplificaciones.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Sistema de tensores con calzos

IV.18. Considérese un bulto rígido sujeto por cuatro tensores dispuestos simétricamente. Un requisito del método simplificado es pronosticar los valores límite superiores de fuerza del tensor y por lo tanto, por reacción, de las fuerzas en los enganches del bulto y del medio de transporte. Este método solo es aplicable a sistemas determinados estáticamente y para obtener las fuerzas límite superiores se hacen suposiciones simples repetitivas sobre el comportamiento del sistema.

IV.19. En la figura IV.1 se representa un bulto cúbico de masa M. Todas sus dimensiones X, Y, y Z, son iguales y el centro de gravedad está en el punto X/2, Y/2, Z/2. Los ángulos ϕ son iguales y están en el plano vertical del elemento de atadura. Asimismo son iguales los ángulos α en el plano horizontal. El bulto está sujeto simétricamente por cuatro elementos de atadura, 1, 2, 3, y 4, según se muestra en la figura IV.1. Las tensiones en las ataduras son, respectivamente, P_1, P_2, P_3 y P_4. Las aceleraciones del bulto son a_x, a_y y a_z.

IV.20. Si el bulto se ve afectado por las aceleraciones absolutas a_x, a_y y a_z, se verá sometido a las fuerzas F_x, F_y y F_z (de magnitudes Ma_x, Ma_y y Ma_z respectivamente) y a una fuerza F_g debida al peso del cuerpo (de magnitud Mg)

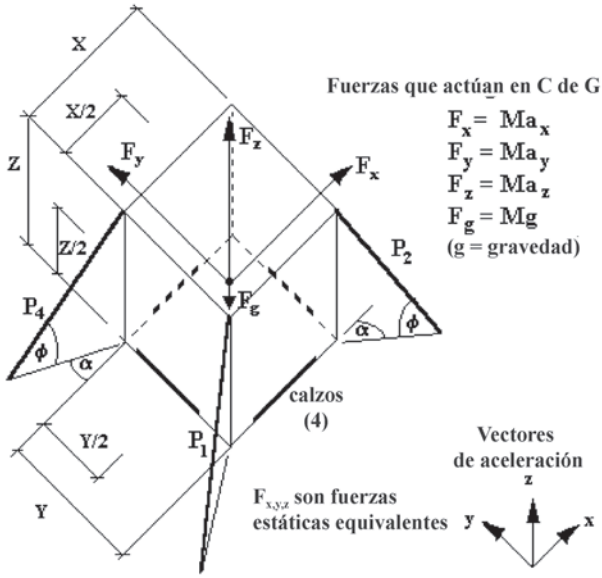


Fig. IV.1. Gráfico de sistema de tensores con calzos.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

que actúa en el centro de gravedad. Para este ejemplo se supone que en el instante anterior a que se apliquen estas fuerzas, la pre-tensión en todas las ataduras (P_1, P_2, P_3 y P_4) se aproxima a cero, es decir, las ataduras están solo 'tirantes'.

IV.21. Considérese que la fuerza F_x actúa sola: únicamente los elementos de atadura P_1 y P_4 resisten esta fuerza por tensión, puesto que las ataduras P_2 y P_3 son ineficaces en la compresión. Considérese que la fuerza F_y actúa sola: aplicando el mismo argumento anterior, únicamente las ataduras P_1 y P_2 resisten esta fuerza por tensión.

IV.22. Considérese que las fuerzas F_x y F_z actúan conjuntamente: el bulto rígido tiene tendencia a inclinarse sobre su borde inferior y los elementos de atadura P_1 y P_4 lo resisten por tensión. Considérese también que las fuerzas F_y y F_z actúan conjuntamente: los elementos de atadura P_1 y P_2 resisten por tensión la tendencia a la inclinación. Las condiciones de simetría de este ejemplo garantizan que los pares de tensores soporten igual carga, según lo especificado con anterioridad.

IV.23. Para calcular el límite superior de tensión para un tensor, considérese que las fuerzas F_x y F_z actúan conjuntamente y que el bulto se encuentra justo en el punto de inclinación sobre su borde inferior. Tomando los momentos sobre este borde, se obtiene lo siguiente:

$$F_x (Z/2) + F_z (X/2) = F_g (X/2) + 2ZP_{1x} (\cos \phi \cos \alpha) + 2XP_{1x} \operatorname{sen} \phi$$

IV.24. Dado que $Z = X$, $F_x = Ma_x$, $F_z = Ma_z$ y $F_g = Mg$; P_{1x} se determina mediante:

$$P_{1x} = [M(a_x + a_z - g)]/[4(\cos \phi \cos \alpha + \operatorname{sen} \phi)]$$

IV.25. De igual forma, si las fuerzas F_y y F_z actúan conjuntamente y el bulto se encuentra justo en el punto de inclinación sobre su borde inferior, se obtiene lo siguiente:

$$P_{1y} = [M(a_y + a_z - g)]/[4(\cos \phi \operatorname{sen} \alpha + \operatorname{sen} \phi)]$$

IV.26. La máxima carga de fijación para el transporte por carretera se puede calcular suponiendo que:

$P_1 = P_{1x} + P_{1y}$, y que $a_x = 2g$; $a_y = 1g$; $a_z = 2g$; y $\alpha = \phi = 45^o$. Por lo que:

$$P_1 = 0{,}621 \text{ Mg} + 0{,}414 \text{ Mg} = 1{,}035 \text{ Mg}$$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

IV.27. Debería tenerse en cuenta que es conservador combinar P_{1x} y P_{1y}, tal como antes se ha hecho, puesto que al deducir P_{1x} y P_{1y} se ha utilizado cada uno de los valores (a_z – g) para resolver el equilibrio del momento del sistema.

IV.28. En general, la geometría del bulto o la asimetría en los factores de aceleración horizontales que se utilicen determinarán sobre cuál de sus bordes tenderá a inclinarse el bulto y entonces en el cálculo se podrá pasar por alto la superposición de las dos fuerzas horizontales al deducir los requisitos del sistema de fijación.

IV.29. Para calcular las cargas máximas sobre los calzos, la fuerza horizontal que se calcule sobre los calzos será máxima si no se consideran los efectos de la fricción entre la base del bulto y el piso del medio de transporte. Los valores de la fricción son difíciles de cuantificar y pueden ser cero si la aceleración vertical aplicada es suficiente para superar los efectos de la gravedad.

IV.30. Para maximizar las fuerzas horizontales sobre los calzos, puede hacerse un análisis en cada dirección suponiendo que solo actúa una fuerza de aceleración en el plano horizontal. Considérese que F_x actúa cuando $F_z = F_g$. Se evita el deslizamiento del bulto gracias a las sujeciones 1 y 4 y el calzo del lado opuesto. Considerando la simetría $P_{1x} = P_{4x}$ y el instante del deslizamiento e inclinación, para el equilibrio horizontal se obtiene lo siguiente:

$$F_x = 2P_{1x} (\cos \phi \cos \alpha) + F_{cx}$$

donde F_{cx} es la fuerza sobre el calzo; la cual, al sustituir Ma_x por F_x, sería:

$$F_{cx} = Ma_x - 2P_{1x} (\cos \phi \cos \alpha)$$

IV.31. No obstante, según lo expresado anteriormente:

$$P_{1x} = [M(a_x + a_z - g)]/[4(\cos \phi \cos \alpha + \text{sen } \phi)]$$

IV.32. Así, para $a_x = 2$ g, $a_z = 1$ g, sin que haya fricción, y $\phi = \alpha = 45°$, se obtiene,

$$F_{cx} = 1{,}586 \text{ Mg}$$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

IV.33. De igual forma, para la fuerza sobre el calzo F_{cy}, donde $a_y = 1$ g; $a_z = 1$ g; y $\phi = \alpha = 45°$:

$$F_{cy} = 0{,}793 \text{ Mg}$$

IV.34. Cabe señalar que, para deducir las máximas cargas en las sujeciones y en los calzos, quizás tendrían que considerarse diferentes combinaciones de aceleraciones (es decir, se requiere un enfoque repetitivo para obtener la solución final).

IV.35. Del ejemplo anterior se desprende que hay fuerzas importantes que son retenidas por los calzos. A falta de tales calzos, los únicos medios para la sujeción del bulto son los sistemas de amarre, y estos tendrán que ser pretensados y ser capaces de soportar fuerzas mucho mayores que las calculadas cuando existen calzos tan pronto las aceleraciones que se consideren alcancen valores bastante bajos. En varias de las referencias [IV.1 a IV.28] se recomienda con insistencia que se calcen los bultos como el mejor procedimiento para evitar estos requisitos mucho más rigurosos con respecto a la fortaleza de los amarres.

Bulto rectangular con el reborde de la placa base atornillado al medio de transporte

IV.36. En la figura IV.2 se muestra la disposición general de un bulto rectangular con un reborde en la placa base atornillado al medio de transporte y en la figura IV.3 se muestra el diagrama de fuerzas utilizado en el análisis, mientras que en el cuadro IV.3. se enumeran los símbolos empleados en este análisis. Se supone que:

i) los tornillos a lo largo de los lados paralelos a la fuerza principal no contribuyen en la resistencia y que solamente la línea de tornillos situados a lo largo del reborde, en el extremo más alejado de O, soporta la fuerza de inclinación;
ii) el reborde es indeformable.

Igualando las fuerzas verticales:

$$Ma_z + R_z = Mg + F$$

Igualando las fuerzas horizontales:

$$Ma = R$$

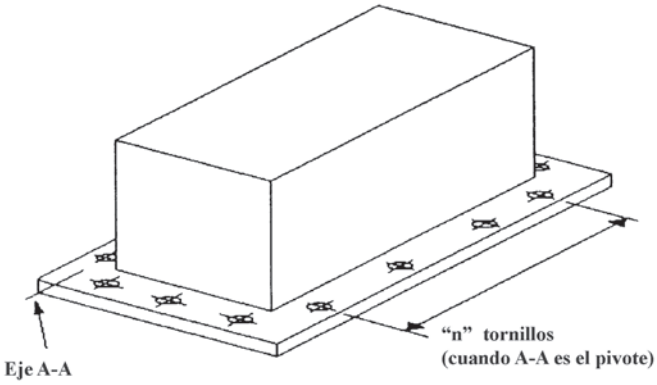


Fig. IV.2. Disposición general del bulto.

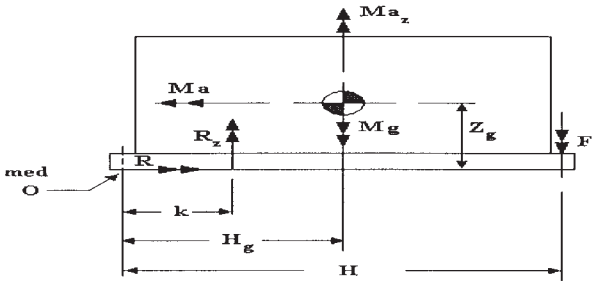


Fig. IV.3. Diagrama de fuerzas utilizado en el análisis.

Tomando los momentos sobre O se obtiene:

$$R_z k + Ma_z H_g + MaZ_g = MgH_g + FH$$

Simplificando al considerar que k tiende a cero, la ecuación se reduce a:

$$Ma_z H_g + MaZ_g = MgH_g + FH$$

Reordenando los términos y reajustando se obtiene:

$$F = \{M[Hg(az - g) + Zga]\}/H$$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CUADRO IV.3 SÍMBOLOS UTILIZADOS EN EL CÁLCULO DE UN BULTO RECTANGULAR CON EL REBORDE DE LA PLACA BASE ATORNILLADO AL MEDIO DE TRANSPORTE

a	Aceleración a lo largo de un plano horizontal a_x o a_y (m/s^2)
a_x	Aceleración a lo largo del eje longitudinal horizontal x (m/s^2)
a_y	Aceleración a lo largo del eje lateral horizontal y (m/s^2)
g	Constante gravitatoria (m/s^2)
F	Fuerza total en los tornillos a lo largo del lado más alejado de O (N)
H	Longitud del bulto (m)
a_z	Aceleración a lo largo del eje vertical z (m/s^2)
H_g	Distancia del borde de apoyo al centro de gravedad (m)
k	Distancia del borde de apoyo al punto de acción R_z (m)
M	Masa del bulto (kg)
n	Número de tornillos a lo largo del lado más alejado de O
R	Reacción horizontal (N)
R_z	Reacción vertical entre el bulto y el medio de transporte (N)
T	Máxima carga tensora en cada tornillo (N)
Z_g	Distancia vertical, de la base al centro de gravedad (m)

IV.37. Por consiguiente, la máxima carga en cada tornillo a lo largo del lado más alejado de O, el borde de apoyo A – A, es:

$$T = F/n \text{ or } T = \{M[H_g(a_z - g) + Z_g a]\}/(Hn)$$

IV.38. La fuerza horizontal en el plano de la base es R. Como el bulto está eficaz y completamente calzado mediante atornillado, las fuerzas deslizantes que soportarán los tornillos en lados adyacentes son Ma_x y Ma_y, respectivamente. Los tornillos diseñados para resistir R deben ser del tipo ‘tornillo de presión’ (*shear bolt*).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

DEFINICIONES DE LOS TÉRMINOS UTILIZADOS EN EL APÉNDICE IV

IV.39. A los efectos del contenido de este apéndice se aplicarán las siguientes definiciones:

Absorbente de impacto: Material suelto destinado a proteger la carga en la bodega de los buques, o utilizado de relleno en un contenedor de transporte.

Calzo: Dispositivo fijado al medio de transporte con el fin de absorber las fuerzas horizontales derivadas del bulto.

Elemento de atadura: Componente para realizar la conexión (por ejemplo, cuerda de alambre, cadena, eslinga) entre el enganche y los puntos de anclaje.

Estiba: Ubicación dentro o sobre un medio de transporte de un bulto de materiales radiactivos en relación con otras cargas (radiactivas y no radiactivas).

Inmovilizador: Estructura instalada en un medio de transporte para acarrear bultos que no estén asegurados. (Nota: una hendidura o un hueco es una variación del concepto de inmovilizador cuando está fabricado en el propio medio de transporte.)

Punto de anclaje: Dispositivo en el medio de transporte al que se aseguran los elementos de atadura u otros dispositivos de sujeción.

Punto de enganche: Dispositivo existente en el bulto al que se aseguran los elementos de atadura u otros dispositivos de sujeción.

Sistema de fijación: Conjunto formado por un punto de enganche, un punto de anclaje y un elemento de atadura.

Sujeción: Uso de absorbentes de impacto, abrazaderas, tacos, ataduras, redes, bridas, inmovilizadores, etc., para evitar el movimiento del bulto dentro o sobre un medio de transporte durante el transporte.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

REFERENCIAS DEL APÉNDICE IV

[IV.1] TRANSPORT CONTAINER STANDARDISATION COMMITTEE, Shielding Integrity Testing on Radioactive Material Transport Packaging, Rep. AECP(TCSC)1056, TCSC, Harwell, UK (1991).

[IV.2] TRANSPORT CONTAINER STANDARDISATION COMMITTEE, Testing the Integrity of Packaging Radiation Shielding by Scanning with Radiation Source and Detector, Rep. AESS(TCSC)6067, TCSC, Harwell, UK (1995).

[IV.3] TRANSPORT CONTAINER STANDARDISATION COMMITTEE, The Securing/Retention of Radioactive Material Packages on Conveyances, Rep. TCSC1006, TCSC, Harwell, UK (2003).

[IV.4] UNITED STATES DEPARTMENT OF ENERGY, Fuel Shipping Containers Tie-down for Truck Transport, RTD Standard F8-11T, USDOE, Washington, DC (1975).

[IV.5] OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, Structure Analysis of Shipping Casks, Vol. 7, Cask Tie-down Design Manual, Technical Report, Rep. ORNL-TM-1312, Oak Ridge Natl Lab., TN (1969).

[IV.6] AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, American National Standard for Highway Route Controlled Quantities of Radioactive Materials — Domestic Barge Transport, Rep. ANSI N14.24-1985, ANSI, New York (1993).

[IV.7] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Lifting and Tie-down Standards for All Packages, 10 CFR 71.45, US Government Printing Office, Washington, DC (1995).

[IV.8] UNION INTERNATIONALE DES CHEMINS DE FER, Agreement Governing the Exchange and Use of Wagons between Railway Undertakings (RIV 2000), Appendix II, Vol. 1 — Loading Guidelines, UIC, Paris (1999).

[IV.9] ORGANIZACIÓN MARÍTIMA INTERNACIONAL, Código para la seguridad del transporte de combustible nuclear irradiado, plutonio y desechos de alta actividad en cofres a bordo de los buques (Código CNI), Resolución MSC.178(79), OMI, Londres (2004).

[IV.10] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Series 1 Freight Containers — Specification and Testing — Part 3: Tank Containers for Liquids, Gases, and Pressurized Dry Bulk, ISO 1496-3:1995, ISO, Geneva (1995) and subsequent Amendment 1:2006.

[IV.11] VEREIN DEUTSCHER INGENIEURE, Ladungssicherung auf Straßenfahrzeugen: Zurrkräfte, VDI 2702, Beuth Verlag, Berlin (1990).

[IV.12] UNITED STATES OFFICE OF THE FEDERAL REGISTER, Title 49, US Code of Federal Regulations, Part 393.100-102, US Government Printing Office, Washington, DC (1990).

[IV.13] DEPARTMENT OF TRANSPORT, Guide to Applications for Competent Authority Approval, Rep. DTp/RMTD/0001/Issue 1, HMSO, London (1992).

[IV.14] ANDERSON, G.P., McCARTHY, J.C., Prediction of the Acceleration of RAM Packagings during Rail Wagon Collisions, Rep. AEA-ESD-0367, AEA Technology, Harwell, UK (1995).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[IV.15] SHAPPERT, L.B., RATLEDGE, J.E., MOORE, R.S., DORSEY, E.A., "Computed calculation of wire rope tiedown designs for radioactive material packages", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 95 (Proc. Int. Symp. Las Vegas, 1995), United States Department of Energy, Washington, DC (1995).

[IV.16] GWINN, K.W., GLASS, R.E., EDWARDS, K.R., Over-the-Road Tests of Nuclear Materials Package Response to Normal Environments, Rep. SAND 91-0079, Sandia Natl Labs, Albuquerque, NM (1991).

[IV.17] DIXON, P., "Tie down systems — Proofs of design calculations", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, Rep. TCSP(93)P1072, Transport Container Standardisation Committee, Harwell, UK (1994).

[IV.18] CORY, A.R., Flask tie-down design and experience of monitoring forces, Int. J. Radioact. Mater. Transp. **2** 1–3 (1991) 15–22.

[IV.19] GYENES, L., JACKLIN, D.J., Monitoring the Accelerations of Restrained Packages during Transit by Road and Sea, Rep. PR/ENV/067/94, TRL on behalf of AEA Technology, Harwell, UK (1994).

[IV.20] BRITISH RAILWAYS BOARD, Requirements and Recommendations for the Design of Wagons Running on BR Lines, MT235 Rev. 4, British Railways Board, London (1989).

[IV.21] DEPARTMENT OF TRANSPORT, Safety of Loads on Vehicles, HMSO, London (1984).

[IV.22] DIXON, P., "Package tie-downs — A report on a programme of tests and suggestions for changes to design criteria", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, Transport Container Standardisation Committee, Harwell, UK (1996).

[IV.23] GILLES, P., et al., Stowing of Packages Containing Radioactive Materials During their Road Transportation with Trucks for Loads up to 38 Tonnes, Rep. TNB 8601-02, Transnubel SA, Brussels (1985).

[IV.24] DRAULANS, J., et al., Stowing of Packages Containing Radioactive Materials on Conveyances, Rep. N/Ref:23.906/85D-JoD/IP, Transnubel SA, Brussels (1985).

[IV.25] KERNTECHNISCHER AUSSCHUSS, Load Attaching Points on Loads in Nuclear Power Plants, KTA Safety Standard KTA 3905, KTA Geschäftsstelle, Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter, Germany (1994).

[IV.26] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Series 1 Freight Containers — Specification and Testing — Part 1: General Cargo Containers for General Purposes, ISO 1496-1:1990(E), ISO, Geneva (1990) and subsequent Amendments 1:1993, 2:1998, 3:2005, 4:2006 and 5:2006.

[IV.27] INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, IMO/ILO/UNECE Guidelines for Packing of Cargo Transport Units (CTUs), IMDG Code Supplement (Amdt. 3306), IMO, London (2006).

[IV.28] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Nuclear Energy — Fuel Technology — Trunnions for Packages Used to Transport Radioactive Material, ISO 10276:2010, ISO, Geneva (2010).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Apéndice V

DIRECTRICES PARA EL DISEÑO SEGURO DE LOS BULTOS DE TRANSPORTE CONTRA LA FRACTURA FRÁGIL

INTRODUCCIÓN

V.1. El presente apéndice se basa en un texto publicado en el capítulo 2 del documento IAEA-TECDOC-717 [V.1] que fue revisado en una serie de reuniones de consultores posteriores. La publicación contiene información adicional sobre el estudio de la resistencia a la fractura basado en la evaluación del diseño mediante la mecánica de fractura.

V.2. Los bultos para el transporte de materiales radiactivos tienen que satisfacer lo estipulado en el Reglamento de Transporte convenido por todos los países participantes. Los bultos tienen que cumplir requisitos rigurosos para limitar la radiación externa, asegurar la contención de los materiales radiactivos y prevenir la criticidad nuclear. El cumplimiento de estos requisitos debe mantenerse en condiciones de accidente muy grave. Así, en el diseño de tales bultos tiene que prestarse especial atención a la prevención de todas las modalidades de fallo del bulto que podrían dar lugar a la violación de estos requisitos. Cabe observar que en la aplicación de estas directrices son aplicables siempre los requisitos del párrafo 701 d) del Reglamento de Transporte (es decir, los procedimientos y los parámetros de cálculo deben ser fiables o conservadores).

V.3. En el presente apéndice se formulan orientaciones para evaluar los diseños y prevenir el modo potencial de fallo conocido como fractura frágil de componentes estructurales en bultos de transporte de materiales radiactivos. Se examinan tres métodos:

i) evaluación y uso de materiales que siguen siendo dúctiles y resistentes en todo el intervalo requerido de temperaturas de servicio, incluidas las inferiores a –40 °C;
ii) evaluación de aceros ferríticos con el empleo de mediciones de temperatura de transición de ductilidad nula correlacionadas con la resistencia a la fractura;
iii) estudio de la resistencia a la fractura basado en una evaluación del diseño mediante la mecánica de fractura.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

V.4. El primer método se incluye para abarcar el concepto por el que se procura asegurar que, ante cualquier condición de carga susceptible de causar un fallo, ese fallo siempre entrañe un alto grado de plasticidad y/o rotura dúctil, y nunca ocurra la fractura frágil inestable. El segundo tiene por objeto lograr la coherencia con la práctica generalmente aceptada para evaluar los aceros ferríticos. El tercero constituye un método de evaluación de la fractura frágil adecuado para una amplia gama de materiales. Hay que destacar que estas orientaciones no impiden la aplicación de otros métodos debidamente justificados por el diseñador del bulto y aceptados por la autoridad competente.

EXAMEN GENERAL DE LOS MÉTODOS DE EVALUACIÓN

V.5. Se sabe que muchos materiales son menos dúctiles a bajas temperaturas, o a altas tasas de carga, que a temperaturas moderadas y en condiciones de carga estáticas. Por ejemplo, la capacidad de los aceros ferríticos para absorber energía cuando están sometidos a una fuerte tensión, con defectos parecidos a fisuras, presenta acusados cambios en un estrecho intervalo de temperaturas. La tenacidad frente a la fractura en los aceros ferríticos cambia marcadamente en el intervalo de temperaturas de transición. La tenacidad aumenta rápidamente en un intervalo relativamente estrecho de temperaturas, desde un ‘peldaño inferior’ o región de deformación frágil plana con fractura por clivaje, pasando por una región elástico-plástica, hasta un ‘peldaño superior’ o región con fractura por rotura dúctil y plasticidad, donde la tenacidad por lo general es suficientemente alta para imposibilitar la fractura frágil. La temperatura a la cual la tenacidad comienza a incrementarse rápidamente al aumentar la temperatura coincide con la temperatura de transición con ductilidad nula (TTDN). Este tipo de comportamiento de la temperatura de transición ocurre solamente en presencia de defectos parecidos a fisuras, que producen un estado de tensión triaxial, y cuando los materiales muestran un aumento del límite elástico con la disminución de la temperatura. Los mismos materiales demuestran a menudo un incremento del límite elástico con el aumento de la tasa de carga y, por lo tanto, la temperatura de transición también puede depender de la tasa de carga. En todos estos casos, cuando el material está sin lugar a dudas en un estado frágil, la carga de tracción sobre el material puede originar la propagación inestable de la fisura, con la ulterior fractura frágil, incluso cuando las tensiones nominales son menores que el límite elástico del material. Pequeños defectos parecidos a fisuras en el material pueden ser suficientes para el inicio de este crecimiento inestable.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

V.6. Los criterios para prevenir el inicio de la fractura y la posible propagación inestable de la fractura en componentes de aceros ferríticos, como vasijas de presión y tuberías utilizadas en las industrias de la energía, el petróleo y los procesos químicos, están bien desarrollados y han sido codificados en procedimientos normalizados por varios organismos nacionales e internacionales de normalización. Estos criterios pueden clasificarse en dos tipos generales:

i) criterios basados solamente en requisitos de ensayos de materiales. Generalmente están destinados a demostrar que alguna propiedad del material (por ejemplo, la energía de impacto), a través de experiencias anteriores o mediante ensayos de prototipos a escala real, ha registrado un comportamiento satisfactorio, o puede correlacionarse con la tenacidad frente a la fractura para proporcionar un margen adecuado con respecto a la fractura frágil.
ii) criterios basados en una combinación de ensayos de materiales, cálculos de tensiones aplicadas y normas de trabajo/inspección. Están concebidos para demostrar que existe suficiente margen entre el diseño calculado y la respuesta medida del material.

V.7. Los métodos 1 y 2 se basan en los criterios del primer enfoque antes citado, mientras que el método 3 sigue el enfoque de la mecánica básica de fractura o las ampliaciones de la mecánica de fractura elástico-plástica que se describen más adelante. Cabe observar que aunque puede utilizarse la mecánica de fractura elástico-lineal a condición de que prevalezcan límites de deformación de pequeña escala, si se produce una deformación mayor deberían utilizarse métodos de mecánica de fractura elástico-plástica. Son posibles otros métodos de evaluación. Cualquier enfoque que sugiera el diseñador del bulto debería someterse a la aprobación de la autoridad competente.

Método 1

V.8. La fractura frágil puede ocurrir repentinamente, sin advertencia, y tener consecuencias desastrosas para el embalaje. Por lo tanto, el enfoque del método 1 se basa en el principio de que el embalaje se debería construir con materiales que, cuando se vean sometidos a las condiciones normales y de accidente especificadas en el Reglamento de Transporte, no estén sujetos a fractura frágil antes de que se produzca la rotura dúctil.

V.9. Un ejemplo del primer método es el uso de aceros inoxidables austeníticos para el material del contenedor. Estos materiales no presentan un comportamiento

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de tenacidad frente a la fractura sensible a la temperatura por encima del intervalo de interés en los diseños de bultos y generalmente tienen buen comportamiento con relación a la ductilidad y la tenacidad. Con todo, los aceros austeníticos fundidos no siempre tienen buenas propiedades, y quizás se requiera algún tipo de ensayo mecánico que confirme el comportamiento dúctil y la alta tenacidad frente a la fractura.

V.10. El método 1 también ofrece la ventaja de no tener que depender de niveles de tensión limitantes, de tamaños de defecto ni de la tenacidad frente a la fractura para determinar la resistencia a la fractura frágil, aunque tendrán que aplicarse los procedimientos normales de diseño para la fractura dúctil u otros modos de fallo.

Método 2

V.11. La base para determinar la TTDN es la temperatura más alta a la cual no ocurre la fractura frágil en el material base de un cordón de soldadura frágil tras sufrir el ensayo estándar de caída de un peso [V.2]. Esto puede considerarse como el mínimo de la curva de temperatura de transición para la detención de la propagación/agrietamiento o para la iniciación dinámica desde pequeñas fisuras iniciales.

V.12. Ejemplos del uso del enfoque de la TTDN del método 2 son, entre otros, la norma BS 5500 del Instituto Británico de Normalización [V.3], las secciones III [V.4] y VIII [V.5] del código de la ASME y el apéndice ZG de la RCC-M del código francés de construcción nuclear [V.6]. En estos métodos se consideran, por ejemplo, los aceros ferríticos, para los que hay importantes bases de datos que relacionan la energía del impacto (ensayo de Charpy) con la tenacidad frente a la fractura. En tales casos, la energía del impacto de Charpy puede utilizarse como indicador indirecto de la tenacidad del material. Este método de estudio puede utilizarse para una variedad de aceros ferríticos al carbono y al carbono-manganeso de alta calidad. El criterio básico de aceptación para la BS 5500 y los dos documentos del código de la ASME es el requisito de una energía mínima de impacto (o expansión lateral) de un ensayo de Charpy, entalle en V, a una temperatura establecida, aunque la justificación fundamental se basa en los enfoques de la TTDN.

V.13. Otro ejemplo del segundo método son las guías reglamentarias de la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (NRC): *Fracture Toughness Criteria for Ferritic Steel Shipping Cask Containment Vessels with a Wall Thickness Greater Than Four Inches (0.1 m), Reg. Guide 7.12* [V.7] y *Fracture Toughness Criteria of Base Material for Ferritic Steel Shipping*

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Cask Containment Vessels with a Maximum Wall Thickness of Four Inches (0.1 m), Reg. Guide 7.11 [V.8]. Estos criterios estipulan niveles de TTDN que deben alcanzarse para los aceros ferríticos, basándose en el espesor y la temperatura de la sección. Requieren una diferencia mínima de temperatura entre la TTDN del material y la temperatura más baja que se ha de considerar para las condiciones de accidente (tomada como –29 °C), en función del espesor de la sección. Esta diferencia de temperaturas se basa en correlaciones entre la TTDN y la tenacidad. Aunque estas guías reglamentarias tratan específicamente de los aceros ferríticos, podría considerarse el mismo enfoque para otros materiales que muestren comportamientos de temperatura de transición y para los cuales pueda demostrarse una correlación entre la TTDN y la resistencia a la fractura. El método de ensayo normalizado ASTM A208 [V.9] es aplicable solamente a los aceros ferríticos. No hay métodos de ensayo normalizados para medir la TTDN de otros materiales. Sin embargo, existe la posibilidad de usar el ensayo dinámico de rotura para obtener la TTDN o al menos una indicación de la resistencia a la rotura para otros materiales [V.10]. Esto dará valores más conservadores que los derivados de los ensayos de Charpy.

V.14. Cabe señalar que la NRC considera diversos márgenes de seguridad para diversos tipos de bultos y contenidos y también considera el comportamiento con respecto a la detención de la fisura de los materiales [V.7, V.8]. Esto se obtiene especificando una TTDN máxima permisible basada en informes técnicos de los Laboratorios Nacionales Lawrence Livermore [V.11, V.12] y la ecuación siguiente:

$$\beta = \frac{1}{B}\left(\frac{K_{ID}}{\sigma_{yd}}\right)^2 \qquad \text{(V.1)}$$

donde σ_{yd} es el límite elástico dinámico, K_{ID} es la tenacidad dinámica crítica y B es el espesor de la sección, todo en unidades compatibles.

V.15. Para los bultos de combustible gastado, de desechos de actividad alta y de plutonio, la NRC procura obtener suficiente tenacidad frente a la fractura para prevenir la ampliación de una fisura pasante en el nivel del límite elástico dinámico, lo que representa un criterio de reducción de fisura que establece un valor de β no inferior a 1,0. Esto equivale a estipular un tamaño nominal de zona plástica tal que no se prevea que las condiciones de deformación plana se mantengan, de modo que la tenacidad frente a la fractura se sitúe hacia la región del peldaño superior dúctil. Para otros bultos del Tipo B(U) o del Tipo B(M), el valor requerido de β no debería ser inferior a 0,6. Esto equivale a estipular que la tenacidad frente a la fractura esté fuera del peldaño inferior y en

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

la región de transición, en que se prevé que domine la fractura elástico-plástica. Para bultos que contengan solamente materiales BAE o una actividad inferior a 30 A_1 o 30 A_2, la NRC está dispuesta a considerar el uso de enfoques de mecánica de fractura elástica lineal para prevenir la iniciación de la fractura. Esto se puede alcanzar estipulando que β no sea inferior a 0,4. En estos casos, para espesores inferiores a 0,1 m (4 pulgadas), puede considerarse el uso de aceros normalizados de grano fino sin análisis o ensayos suplementarios. Para todos estos enfoques la tenacidad que se requiera frente a la fractura puede especificarse por medio de la máxima TTDN. Estos métodos de estudio también poseen la ventaja de no tener que depender de niveles limitantes de fatiga, ni de tamaños de defecto. Sin embargo, también tienen que aplicarse los procedimientos de diseño habituales para la fractura dúctil u otros modos de fallo.

Método 3

V.16. Para el transporte de materiales nucleares, los dos primeros métodos no tienen en cuenta la capacidad de los diseñadores para limitar las tensiones mediante dispositivos de limitación de impactos y con ensayos no destructivos (END) suficientes para detectar y evaluar los defectos previstos. Además, la correlación entre la energía de impacto y la tenacidad frente a la fractura tal vez no sea aplicable a una amplia gama de materiales, lo que limita al diseñador el uso de otros materiales envolventes para la contención.

V.17. Se pueden mencionar numerosos ejemplos del tercer método que son válidos para componentes de centrales nucleares. Tales ejemplos, aunque no son directamente aplicables a la evaluación del diseño de bultos de transporte, pueden ser instructivos en lo que respecta al uso de los principios de la mecánica de fractura. Estos ejemplos incluyen el apéndice G de la sección III del código de la ASME [V.13]; la RCC-MR del código francés de construcción nuclear [V.14]; la notificación 501 MITI del Japón [V.15]; el código de diseño nuclear alemán KTA 3201.2 [V.16]; el documento del Instituto Británico de Normalización PD 6493:1991 [V.17] y el documento de la Confederación de Estados Independientes (CEI) [V.18]. Estos ejemplos dan la posibilidad al diseñador de seleccionar el material y la capacidad para determinar las tensiones y los requisitos de END, de manera que se evite la iniciación de la fractura y de la fractura frágil. En todos estos casos se aplica el enfoque fundamental de la mecánica de fractura elástica lineal, aunque se presentan diferencias en la aplicación de los factores de seguridad. Estos ejemplos se refieren sobre todo a cargas aplicadas lentamente, las cuales pueden fluctuar. Para la aplicación de estos principios en las cargas que se producen en los ensayos de caída o de

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

penetración debe tenerse en cuenta la magnitud de las tensiones resultantes y la respuesta de los materiales a la tasa de carga.

ASPECTOS RELATIVOS A LA MECÁNICA DE FRACTURA

V.18. La propiedad mecánica que caracteriza la resistencia de los materiales a la iniciación de fisuras, a partir de defectos preexistentes parecidos a fisuras, es su tenacidad frente a la iniciación de fractura. Las mediciones de esta propiedad en función de la temperatura y de la tasa de carga definen la transición del comportamiento frágil al dúctil para los materiales que muestran un comportamiento frente a la temperatura de transición. Según el estado localizado de la tensión alrededor del defecto y el grado de plasticidad, la tenacidad frente a la fractura se mide en función del nivel crítico del factor de intensidad de tensión K_I, si las condiciones de tensión-deformación son lineales-elásticas; o si las condiciones de tensión-deformación son elástico-plásticas, la tenacidad puede representarse por el nivel crítico de la integral de la isolínea de energía J_I o por el nivel crítico del desplazamiento de la abertura del extremo de la fisura (DAEF) δ. Según la teoría básica de la mecánica de fractura, el nivel de la fuerza impulsora del extremo de la fisura, representado por el factor de intensidad de tensión K_I, la integral de la isolínea J_I o el DAEF δ_I, deben ser menores que el valor crítico para la tenacidad frente a la fractura del material en la misma forma, $K_{I(mat)}$, $J_{I(mat)}$ o $\delta_{I(mat)}$, para imposibilitar el inicio de la fractura y la posterior fractura frágil. Pueden encontrarse métodos de ensayo normalizados para valores críticos de K_I en la norma ASTM E399 [V.19] y la norma JSME S001 [V.20]; para valores críticos de J_I en la norma ASTM E-813 [V.21] y la norma JSME S001 [V.20]; y para valores críticos de DAEF en la norma BS 7448-2 [V.22], la norma ASTM E1290 [V.23] y la norma JWES 2805 [V.24]. Se celebraron deliberaciones con objeto de elaborar un solo conjunto de recomendaciones que abarcara los diversos parámetros de la tenacidad [V.25]. Por tanto, el valor en particular de $K_{I(mat)}$, $J_{I(mat)}$ o $\delta_{I(mat)}$, necesario para evitar la iniciación de la fractura depende de la carga y de las combinaciones ambientales de interés. Para las condiciones de deformación plana, apropiadas para altos espesores, a menudo necesarias para muchos bultos del Tipo B(U) o del Tipo B(M), la tenacidad crítica para la carga estática muestra un valor mínimo denominado K_{Ic}, J_{Ic} o δ_{Ic}. Además, la tenacidad bajo incrementos de tasa de carga o en condiciones de impacto, denominada K_{Id} para cargas dinámicas, en algunos materiales puede ser notablemente inferior al valor estático correspondiente a la misma temperatura, K_{Ic}. Si la profundidad inicial del defecto, en combinación con la carga que se aplique, da como resultado un factor aplicado de intensidad de tensión que iguala la tenacidad del material, se iniciará la fisura y la

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

profundidad del defecto se denominará profundidad crítica. En estas condiciones, puede producirse una propagación continua que provoque la inestabilidad y el fallo.

V.19. Para algunos materiales los resultados de los ensayos de tenacidad, que son válidos en consonancia con la norma ASTM E399 [V.19], no pueden obtenerse en los ensayos normalizados debido a una excesiva plasticidad. Además, quizás algunos materiales no muestren una propagación inestable de la fractura en su inicio, sino que para la posterior ampliación de la fisura requieran un aumento en la fuerza impulsora de la fisura (es decir, en los primeros momentos se requiere un aumento de la carga para causar mayor crecimiento de la fisura). Ambos procesos (es decir, la plasticidad y la rotura dúctil estable) absorben energía y son cualidades claramente deseables en los materiales que se precisan para cumplir los requisitos exigidos para el diseño de contenedores de transporte. Hay que señalar que los efectos geométricos y metalúrgicos de los grandes espesores que se emplean a menudo en los diseños de bultos hacen difícil asegurarse de la respuesta a la rotura dúctil en servicio, en comparación con las geometrías utilizadas en los ensayos normalizados.

V.20. El enfoque que se recomienda para la evaluación de la mecánica de fractura en los diseños de bultos de transporte se basa en la 'prevención de la iniciación de la fractura' y, por lo tanto, de la propagación (el crecimiento) de la fisura inestable en presencia de defectos parecidos a fisuras. A veces pueden ser suficientes los principios de la mecánica de fractura lineal-elástica. En algunas condiciones, que justifique el diseñador del bulto y acepte la autoridad competente, pueden ser apropiados los principios de la mecánica de fractura elástico-plástica. En tales casos, la prevención de la iniciación de la fisura sigue siendo el criterio predominante y el diseño no debería basarse en ninguna previsión de resistencia a la rotura dúctil. En los párrafos siguientes se proporciona orientación adicional en relación con el diseño contra la iniciación de la fractura en bultos sometidos a los ensayos mecánicos estipulados en los párrafos 722, 725 y 727 del Reglamento de Transporte.

V.21. La adopción de un enfoque basado en la mecánica de fractura entraña la necesidad de realizar un análisis cuantitativo. El análisis debería abarcar la interacción entre los defectos postulados del bulto, los niveles de tensión que puedan producirse y las propiedades de los materiales, particularmente la tenacidad frente a la fractura y el límite elástico. Así, debería tenerse en cuenta la posible presencia de defectos en la etapa de fabricación y el método de diseño tiene que postular los tamaños máximos de defecto que probablemente podrían ocurrir y mantenerse después de cualquier programa de inspección y reparación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Esto a su vez significa que también hay que considerar el tipo de métodos de inspección y su capacidad para detectar y valorar tales defectos en localizaciones geométricas críticas. Esta es la base del concepto de defecto de referencia en este apéndice. Es posible que sea necesaria una combinación de métodos de ensayo no destructivos. La combinación apropiada que habrá de especificar el diseñador debería incluir las zonas que se examinarán por cada método y los niveles de aceptación para los defectos que se encuentren. La posibilidad de inspección de la geometría en relación con el tamaño y la localización de los defectos que podrían pasar inadvertidos es un elemento importante de cualquier enfoque de diseño que aplique los principios de la mecánica de fractura. Estos aspectos se examinarán posteriormente en este apéndice. Además, debe ser posible determinar los niveles de tensión que podrían ocurrir en distintas partes del bulto, en las diversas condiciones de accidente consideradas en el diseño, y tener en tales determinaciones alguna estimación de las incertidumbres. Finalmente, debe conocerse la tenacidad frente a la fractura de los materiales empleados en el bulto, en el intervalo completo de temperaturas de las condiciones de operación sobre la base de los resultados de ensayos, de estimaciones del límite inferior o de curvas de referencia, e incluirse los efectos del incremento de las tasas de carga que ocurrirán en los accidentes de impacto.

V.22. La ecuación fundamental de la mecánica de fractura lineal-elástica, que describe el comportamiento estructural desde el punto de vista de la fuerza impulsora del extremo de la fisura en función de la tensión aplicada y la profundidad del defecto es la siguiente:

$$K_I = Y\sigma\sqrt{\pi a} \qquad \text{(V.2)}$$

donde

K_I es el factor de intensidad de tensión aplicado ($MPa\sqrt{m}$);
Y es la constante basada en el tamaño, la orientación y la geometría del defecto y de la estructura;
σ es la tensión nominal aplicada (MPa); y
a es la profundidad del defecto (m).

V.23. Además, para evitar la fractura frágil, el factor de intensidad de tensión aplicado debería satisfacer la relación:

$$K_I < K_{I(mat)} \qquad \text{(V.3)}$$

donde $K_{I(mat)}$ define la tenacidad frente a la fractura.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

V.24. Ello tiene que obtenerse mediante ensayos a la tasa de carga apropiada, aplicable a la que será experimentada por el bulto, teniendo en cuenta los efectos de los limitadores de tensiones que se incluyan en el diseño.

V.25. Para

$$K_I = K_{I(mat)} \tag{V.4}$$

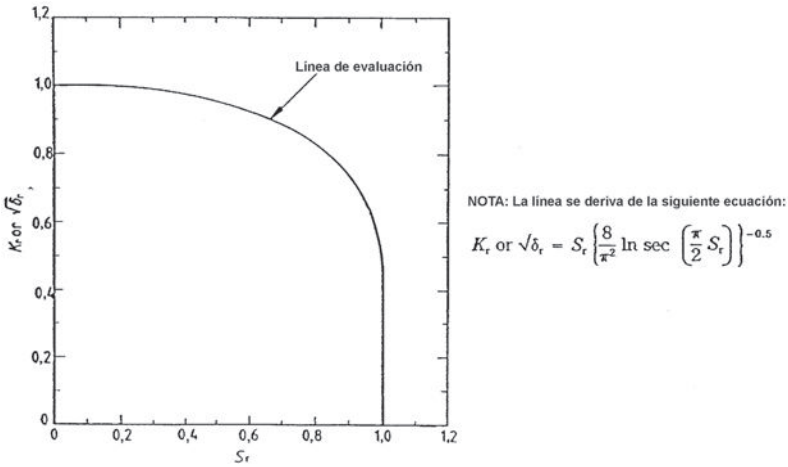
La ecuación (V.2) puede combinarse con la ecuación (V.4) para dar la expresión de la profundidad crítica del defecto a_{cr} siguiente:

$$a_{cr} = \frac{1}{\pi}\left(\frac{K_{I(mat)}}{Y\sigma}\right)^2 \tag{V.5}$$

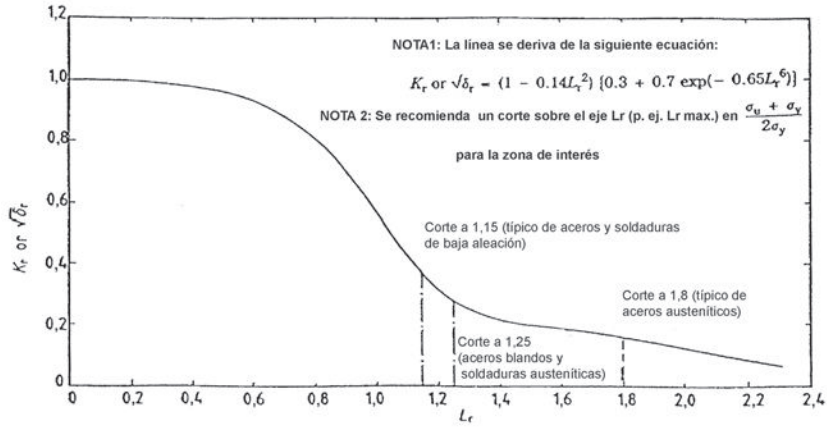
V.26. El propósito del proceso de evaluación de la fractura frágil es asegurar que los tres parámetros de esta caracterización (tenacidad del material, tensión aplicada y tamaño del defecto) satisfagan las ecuaciones (V.2) y (V.3), o los tratamientos elástico-plásticos correspondientes, previniendo así la iniciación de la fractura.

V.27. El efecto de la plasticidad y de la deformación local en el extremo de una fisura es que se incrementa la intensidad del extremo de la fisura por encima de la prevista para el mismo tamaño de fisura y nivel de tensión sólo en condiciones de tensión lineal-elástica. En la mecánica de fractura elástico-plástica hay varias maneras de considerar la interacción entre la plasticidad y la intensidad del extremo de la fisura. Por ejemplo, se han codificado dos de estos enfoques en varios documentos nacionales —la integral J aplicada [V.26] y el diagrama de evaluación de fallos [V.17, V.27]— y su uso puede estar justificado para las evaluaciones de embalajes. Los criterios de aceptación para estos métodos elástico-plásticos suelen ser más complejos que el simple límite proporcionado por la ecuación (V.3). Para el caso del método de la integral J, tales criterios deberían incluir un límite para la propia integral J aplicada en la definición de iniciación establecida. En el método del diagrama de evaluación de fallos (DEF), la evaluación coordina L_r y K_r para el colapso plástico y la fractura frágil puede calcularse para las tensiones y las profundidades de defecto que se postulen, con el requisito de que tales puntos de la evaluación se encuentren dentro de la superficie del DEF (véase la figura V.1). Es importante reconocer que el uso de la mecánica de fractura lineal-elástica, cuando ocurre una deformación significativa, quizás no sea de carácter conservador si el factor de intensidad de tensión se estima solamente partiendo del nivel de tensión y del tamaño de la fisura sin

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.



a)



b)

Fig. V.1. Diagramas de evaluación de fallos para tratamientos de mecánica de fractura elástico–plástica [V.17]. a) Diagrama de evaluación — nivel 2; b) Diagrama de evaluación — nivel 3.

tener en cuenta la deformación. Para obtener más detalles, deberían consultarse los análisis completos de estos enfoques [V.18, V.26, V.27].

V.28. Cabe señalar que no debería considerarse inaceptable la deformación de los componentes que no forman parte de la contención y que están específicamente diseñados para absorber energía por flujo plástico.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

FACTORES DE SEGURIDAD PARA EL MÉTODO 3

V.29. Los factores de seguridad que podrían aplicarse a la ecuación (V.3) o a los parámetros que componen la ecuación (V.3) y sus extensiones elástico-plásticas deben dar cuenta de las incertidumbres en el cálculo o la medición de estos parámetros. Estas incertidumbres podrían incluir las asociadas al cálculo del estado de tensiones en el bulto, la inspección del bulto para buscar defectos y la medición de la tenacidad de los materiales frente a la fractura. Así, el factor de seguridad total requerido depende de si los valores empleados para los diversos parámetros de entrada son los valores mejor estimados (media) o son los límites superiores para los parámetros de carga y los tamaños de defectos postulados y los límites inferiores para la tenacidad frente a la fractura. En particular, la preocupación por la incertidumbre en los END se puede atender aplicando un conservadurismo apropiado en la selección del defecto de referencia.

V.30. Para prevenir el inicio de la fractura en los materiales del bulto, los factores de seguridad para condiciones de transporte normales y condiciones hipotéticas de accidente deberían estar en consonancia en general con los factores de seguridad formulados para condiciones de carga similares en las aplicaciones referenciadas del enfoque de la mecánica de fractura lineal-elástica. Por ejemplo, para las condiciones de carga que se prevé que ocurran en operación normal durante el período de servicio, en la sección XI del código de la ASME [28] se estipula, para la inspección en servicio de componentes de centrales nucleares, un factor de seguridad total mínimo de $\sqrt{10}$ (aproximadamente 3) para la tenacidad frente a la fractura que se aplicará en la ecuación (V.3). Con respecto a las condiciones de carga imprevistas (pero dentro de las bases de diseño), como las condiciones hipotéticas de accidente, en la sección XI del código de la ASME [28] se estipula un factor de seguridad total mínimo de $\sqrt{2}$ (aproximadamente 1,4) para la tenacidad que se aplicará en la ecuación (V.3). Hay que observar que tales factores mínimos de seguridad para la ecuación (V.3) deberían utilizar límites superiores para los parámetros de carga y los tamaños de defecto postulados y límites inferiores para la tenacidad frente a la fractura mediante evaluaciones estadísticas, si fuera apropiado. El diseñador del bulto debería seleccionar y justificar los factores de seguridad, con la aceptación de la autoridad competente, teniendo en cuenta la confianza en la validación de los métodos empleados para el análisis de tensiones (por ejemplo, códigos de análisis de elementos finitos), la dispersión en las propiedades de los materiales y las incertidumbres en la detección y evaluación por END del defecto.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

PROCEDIMIENTO DE EVALUACIÓN PARA EL MÉTODO 3

V.31. Las medidas generales para aplicar el enfoque recomendado deberían ser: i) postulación de un defecto de referencia, o defecto base de diseño, en el lugar más crítico del embalaje y en la orientación más crítica; ii) cálculo de las tensiones debidas a los ensayos mecánicos descritos en los párrafos 722, 725 y 727 del Reglamento de Transporte y verificación de que se consideran las combinaciones de carga requeridas; iii) cálculo del factor de intensidad de tensión aplicada o en el extremo del defecto base de diseño; iv) determinación o subestimación de la tenacidad frente a la fractura del material para las tasas de carga a las que puede estar sometido el bulto; v) cálculo de la relación entre la tensión aplicada para una sección neta y la tensión de deformación en las condiciones de carga aplicables; y vi) cumplimiento de los márgenes de seguridad entre el factor de intensidad de tensión neta aplicada y el valor aceptado de tenacidad del material y entre la tensión aplicada y el límite elástico. Esto garantizará que el defecto no se inicie ni crezca como resultado de los ensayos mecánicos especificados por el Reglamento de Transporte y, por lo tanto, que no desemboque en la propagación inestable de la fisura y/o la fractura frágil. La tensión neta es la tensión evaluada en que se tiene en cuenta la sección reducida debido a la presencia de la fisura.

V.32. Existe una variación en esta secuencia para que los ensayos mecánicos sean utilizados directamente para demostrar la resistencia a la fractura frágil. En este caso, los resultados del ensayo pueden utilizarse para uno de los dos propósitos siguientes o para ambos: i) facilitar la inferencia del campo de tensión en los cálculos de los factores de intensidad de tensión aplicados o ii) proporcionar una confirmación directa del margen recomendado contra el inicio de fractura. Para el segundo de estos propósitos, se ubica una fisura en el lugar del prototipo del embalaje de ensayo que resulte más vulnerable a la iniciación del defecto y a su crecimiento debido a las cargas del ensayo mecánico bajo examen, y a una temperatura mínima de –40 °C. La forma del defecto de referencia debería ser semielíptica, con una relación dimensional (longitud frente a profundidad) de 6:1 o mayor. La extremidad de este defecto artificial debería ser tan parecida como sea posible a una fisura, con una agudeza del defecto de referencia que sea justificada por el diseñador del bulto y aceptada por la autoridad competente. Para el hierro dúctil se ha sugerido una agudeza del radio en el borde del extremo de la fisura no mayor de 0,1 mm [V.29]. La profundidad de este defecto se determina usando tensiones calculadas previamente o deducidas de mediciones de la deformación, y también debería considerarse un factor de seguridad apropiado al estimar la profundidad artificial del defecto.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

V.33. En los párrafos siguientes se formulan recomendaciones para cada una de estas medidas de procedimiento.

Criterios relativos al defecto

V.34. En este apéndice se tratan tres diferentes tamaños de defecto. El 'tamaño de defecto de referencia' es un tamaño de defecto postulado que se emplea para fines de análisis. El 'tamaño de defecto de rechazo' es un tamaño de defecto que, si se descubre durante la inspección previa al inicio del servicio, no cumpliría los requisitos de control de calidad. El 'tamaño de defecto crítico' es el tamaño que potencialmente sería inestable en las condiciones de carga base de diseño.

V.35. En lo referente a la demostración por análisis o por ensayo, el defecto de referencia en la superficie de la pared de contención del embalaje debería situarse en el lugar donde la tensión que se aplique sea más alta. Debería considerarse la posibilidad de que se desarrollen fisuras de fatiga durante el servicio cuando el bulto esté sujeto a cargas fluctuantes o cíclicas. Cuando no esté claro cuál es el punto en que la tensión aplicada sea más alta, pueden requerirse demostraciones múltiples. La orientación del defecto de referencia debería ser tal que la componente más alta de la tensión superficial, determinada por cálculos o mediciones experimentales, sea normal en relación con el plano del defecto. En este criterio debería tenerse en cuenta la presencia de regiones de concentración de tensión. La profundidad del defecto de referencia debería ser tal que se justifique su relación con la sensibilidad del examen volumétrico, la incertidumbre de la detección, el tamaño de defecto de rechazo y el tamaño de defecto crítico. La profundidad del defecto de referencia debería ser tal que, en asociación con la sensibilidad demostrada del examen volumétrico y superficial, se asegure que la probabilidad de que no llegue a ser detectado sea suficientemente reducida, como lo haya justificado el diseñador del bulto. Puede elegirse una profundidad límite mínima para el tamaño en que se pueda demostrar que la probabilidad de que no se produzca la detección sea estadísticamente insignificante, considerando el correspondiente margen para las incertidumbres en el método de ensayo.

V.36. El defecto de referencia con una relación entre dimensiones de 6:1 debería tener un área perpendicular a la dirección de la tensión máxima mayor que las indicaciones típicas de la inspección previa al servicio que podrían ser causa de rechazo o de reparación de una pared de contención del embalaje durante la fabricación. Sin embargo, puesto que el defecto de referencia es un defecto superficial parecido a una fisura, más que el típico defecto real (por ejemplo, una imperfección porosa por debajo de la superficie o una oclusión de escoria),

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

la selección de este tamaño de defecto es en extremo conservadora en relación con las normas de fabricación.

Sistema de gestión y criterios relativos a los ensayos no destructivos

V.37. Para el comportamiento satisfactorio de cualquier bulto de transporte, este debería diseñarse y fabricarse según normas adecuadas, con materiales apropiados y sin grandes defectos, independientemente de si se ha utilizado o no en el diseño un enfoque basado en la mecánica de fractura. Esto implica que las etapas de diseño y de fabricación deberían estar sujetas a los principios del sistema de gestión y los materiales deberían estar sometidos al control de la calidad para asegurar que se encuentren dentro de los requisitos especificados. En los bultos metálicos se deberían tomar muestras con objeto de comprobar que los análisis químicos, el tratamiento térmico y la microestructura son satisfactorios y no presentan defectos inherentes. Los bultos metálicos deberían ser sometidos a ensayos no destructivos mediante una combinación de ensayos superficiales y volumétricos de detección de fisuras. La detección de fisuras superficiales debería hacerse por medios apropiados, como la detección magnética de fisuras y los ensayos por tintes penetrantes o por corrientes de Foucault, de conformidad con procedimientos normalizados.

V.38. Los ensayos volumétricos deberían realizarse habitualmente por radiografía o por ultrasonido, y también con arreglo a procedimientos normalizados. El diseño del bulto debería ser adecuado para realizar un ensayo no destructivo. Cuando se utilice un enfoque basado en la mecánica de fractura con el concepto de defecto de referencia, el diseñador del bulto ha de demostrar que los métodos especificados de END pueden detectar cualquier defecto, y estos END tienen que llevarse a cabo en la práctica.

V.39. El diseñador debería considerar la posibilidad de desarrollo o crecimiento de los defectos y la posible degradación del material en servicio. Los requisitos relativos a los END repetidos o periódicos deberían ser especificados por el diseñador y aprobados por la autoridad competente.

Aspectos relativos a la tenacidad frente a la fractura

V.40. Debería demostrarse que el factor de intensidad de tensión calculado es inferior al valor de tenacidad frente a la fractura del material en la ecuación (V.3), teniendo debidamente en cuenta los efectos de plasticidad y los factores de seguridad. El método para determinar la tenacidad del material debería seleccionarse a partir de tres opciones, que se ilustran en la figura V.2. Cada una

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de estas opciones incluye la generalización de una base de datos estadísticamente significativa de valores de tenacidad frente a la fractura de los materiales, obtenidos de tipos de productos representativos de los suministradores de los materiales y de las aplicaciones del bulto. Las dos primeras opciones deberían incluir los valores de tenacidad de los materiales que sean representativos de la tasa de tensión, de la temperatura y de las condiciones restrictivas (por ejemplo, el espesor) del uso real del bulto. Estos mismos criterios se aplican a las mediciones de tenacidad frente a la fractura de materiales que se utilizan para apoyar una evaluación de fractura elástico-plástica.

V.41. La opción 1 debería basarse en la determinación de un valor mínimo de tenacidad a una temperatura de –40 °C para un material específico. El valor mínimo se muestra en la figura V.2 como representación de un conjunto de datos estadísticamente significativos, para un número limitado de muestras de un número limitado de suministradores de materiales, obtenido a una tasa apropiada de carga y en condiciones geométricas restrictivas. Las muestras deberían ser representativas de tipos de productos adecuados para el uso específico del bulto.

V.42. La opción 2 debería basarse en la determinación de un límite inferior, o un valor cercano a un límite inferior de tenacidad del material, $K_{I(mat)} = K_{Ib}$,

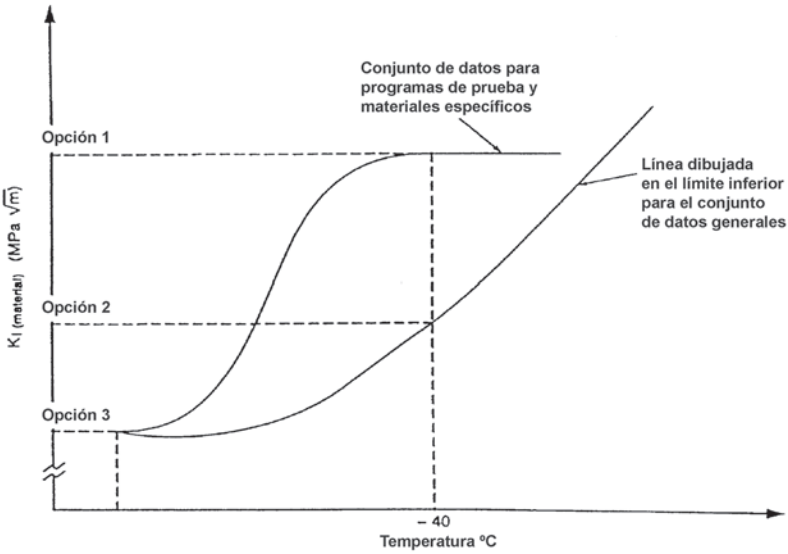


Fig. V.2. Valores relativos de mediciones de $K_{I(mat)}$ basados en la selección de las opciones 1, 2 o 3.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

según se indica en la figura V.2. Esta opción abarcaría, como caso limitativo, la determinación de la tenacidad del material de referencia para aceros ferríticos que se establece, por ejemplo, en la sección III del código de la ASME, apéndice G [V.4]. El límite inferior, o el valor cercano al límite inferior, puede basarse en una composición de datos de tenacidad estática, dinámica y de detención de la fisura. Una ventaja de esta opción es la posible reducción del programa de ensayos de los materiales que pueden referenciarse con el límite inferior o valores próximos al límite inferior en la curva. Un número relativamente pequeño, aunque conveniente, de puntos de referencia puede ser suficiente para demostrar la aplicabilidad de la curva a calores, clases o tipos específicos de materiales.

V.43. La opción 3 debería basarse en el valor mínimo de un conjunto de datos estadísticamente significativos de la tenacidad frente a la fractura, que satisfaga la tasa de carga estática y los requisitos de restricción del extremo de la fisura de la norma ASTM E399 [V.19], o en métodos elástico-plásticos de medición de la tenacidad frente a la fractura [V.3, V.4]. La temperatura de ensayo para ensayos LEFM según la norma ASTM E399 debería ser al menos tan baja como –40 °C, aunque quizás tenga que ser más baja con objeto de satisfacer las condiciones de la norma ASTM E399, como se muestra en la figura V.2. Los ensayos de tenacidad frente a la fractura en que se emplean métodos elástico-plásticos deberían realizarse a la temperatura mínima de diseño. El conservadurismo de esta opción, particularmente si los ensayos se realizan a temperaturas inferiores a –40 °C, puede ser tal que podría utilizarse un factor de seguridad inferior, siempre que sea justificado por el diseñador del bulto y aceptado por la autoridad competente.

Criterios relativos a la tensión

V.44. Con respecto a la demostración por ensayo o por análisis, el cálculo del factor de intensidad de tensión aplicado en la extremidad del defecto de referencia debería basarse en las tensiones de tracción máximas en los componentes críticos de fractura que sean justificadas por el diseñador del bulto y aceptadas por la autoridad competente. Los componentes críticos de fracturas se definen como aquellos en que un fallo por fractura podría traducirse en la penetración o la rotura del sistema de contención. Las tensiones pueden determinarse mediante cálculos sobre un bulto sin defectos. Entre los métodos que se aplican comúnmente se incluyen cálculos directos de la tensión mediante códigos de elementos finitos especializados para el análisis dinámico o el cálculo indirecto de la tensión a partir de los resultados de los ensayos. Con el análisis por elementos finitos, el enfoque sobre la carga de impacto puede realizarse por el modelo

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de efectos de inercia o el cuasi estático, a condición de que pueda distinguirse la respuesta de los limitadores de impacto y la del cuerpo del embalaje. El uso de códigos informáticos de elementos finitos debería limitarse a quienes sean capaces de realizar un análisis de impacto y a los diseñadores que demuestren satisfactoriamente su cualificación ante la autoridad competente. El modelo informático tiene que ajustarse de manera que se obtengan resultados exactos en las áreas críticas para cada punto de impacto y para las orientaciones que se examinen. También debería justificarse cuando el campo de tensión se deduzca de las mediciones de deformación superficial al ensayar un modelo a escala o un modelo a tamaño real del bulto. Cuando se utilicen galgas de deformación en regiones con concentración de tensión localizada deberían considerarse los posibles errores en las mediciones de las tensiones debidos a errores en la colocación de la galga a los efectos de su longitud. El factor aplicado de intensidad de tensión puede calcularse directamente mediante el análisis de tensiones o conservadoramente por medio de fórmulas de manuales que tengan en cuenta la forma del defecto y otros factores geométricos y materiales.

V.45. Puesto que los campos de tensión calculados pueden depender del comportamiento de los limitadores de impacto, de las distribuciones de masa y de las características estructurales del propio bulto, la justificación de las tensiones dependerá a su vez de la justificación de los modelos analíticos. Cuando se dé crédito a los limitadores de impacto para asegurar que no se superen los niveles de tensión de diseño utilizados, así como los defectos de referencia y la tenacidad frente a la fractura mínima supuesta, el diseñador debería proporcionar a la autoridad competente una validación del análisis, incluida una justificación de los factores de seguridad tenidos en cuenta ante las incertidumbres. La experiencia en el uso de análisis por elementos finitos dinámicos ha demostrado que se pueden obtener valores de la tensión máxima suficientemente fiables o conservadores a condición de que i) el código informático sea capaz de analizar los acontecimientos de impacto; ii) se empleen datos fiables o conservadores sobre las propiedades; iii) el modelo que se utilice sea exacto o tenga simplificaciones conservadoras; y iv) el análisis se realice por personal cualificado. La justificación de los campos de tensión deducidos de los ensayos que se realicen dependerá de la justificación que se haga de las características de la instrumentación de ensayo, de los lugares y de la interpretación de los datos. La evaluación de los campos de tensión calculados o deducidos también puede requerir un conocimiento más importante de la dinámica del material y de sus características estructurales.

V.46. Puede encontrarse más información sobre la utilización del método 3 en los párrafos [V.30 a V.32].

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

REFERENCIAS DEL APÉNDICE V

[V.1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidelines for Safe Design of Shipping Packages Against Brittle Fracture, IAEA-TECDOC-717, IAEA, Vienna (1993).

[V.2] AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS, Annual Book of ASTM Standards: Standard Test Method for Drop Weight Test to Determine Nil Ductility Transition Temperature of Ferritic Steels, Vol. 03.01, ASTM E208-87a, ASTM, Philadelphia, PA (1987).

[V.3] BRITISH STANDARDS INSTITUTION, Specification for Unfired Fusion Welded Pressure Vessels, BS 5500, BSI, London (1991).

[V.4] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, Rules for the Construction of Nuclear Power Plant Components, ASME, New York (1992).

[V.5] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Boiler and Pressure Vessel Code, Section VIII, Division 1, Rules for the Construction of Pressure Vessels, ASME, New York (1992).

[V.6] ASSOCIATION FRANÇAISE POUR LES RÈGLES DE CONCEPTION ET DE CONSTRUCTION DES CHAUDIÈRES ÉLECTRONUCLÉAIRES (AFCEN), French Nuclear Construction Code, RCC-M: Design and Construction Rules For Mechanical Components of PWR Nuclear Facilities, Subsection Z, Appendix ZG, Fast Fracture Resistance, Framatome, Paris (1985).

[V.7] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Fracture Toughness Criteria for Ferritic Steel Shipping Cask Containment Vessels with a Wall Thickness Greater than 4 Inches (0.1 m) But Not Exceeding 12 Inches (0.3 m), Regulatory Guide 7.12, NRC, Washington, DC (1991).

[V.8] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Fracture Toughness Criteria of Base Material for Ferritic Steel Shipping Cask Containment Vessels with a Maximum Wall Thickness of 4 Inches (0.1 m), Regulatory Guide 7.11, NRC, Washington, DC (1991).

[V.9] AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS, ASTM A208 Withdrawn 1941: Method of Test for Uniformity of Coating by the Preece Test (Copper Sulfate Dip) on Zinc or Steel Articles, Replaced by ASTM A239, ASTM, Philadelphia, PA (2009).

[V.10] ROLFE, S.T., BARSOM, J.M., Fracture and Fatigue Control in Structures, Prentice-Hall, Englewood Cliffs, NJ (1977).

[V.11] HOLMAN, W.R., LANGLAND, R.T., Recommendations for Protecting Against Failure by Brittle Fracture in Ferritic Steel Shipping Containers up to Four Inches Thick, Rep. NUREG/CR-1815, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1981).

[V.12] SCHWARTZ, M.W., Recommendations for Protecting Against Failure by Brittle Fracture in Ferritic Steel Shipping Containers Greater than Four Inches Thick, Rep. NUREG/CR-3826, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1984).

[V.13] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1 — Appendices, Appendix G: Protection Against Nonductile Failure, ASME, New York (1992).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[V.14] ASSOCIATION FRANÇAISE POUR LES RÈGLES DE CONCEPTION ET DE CONSTRUCTION DES CHAUDIÈRES ÉLECTRONUCLÉAIRES (AFCEN), French Nuclear Construction Code, RCC-MR: Design and Construction Rules For Mechanical Components of FBR Nuclear Islands, Framatome, Paris (1985, with addendum 1987).

[V.15] MINISTRY FOR INTERNATIONAL TRADE AND INDUSTRY, Technical Criteria for Nuclear Power Structure, Notification No. 501, MITI, Tokyo (1980).

[V.16] KERNTECHNISCHER AUSSCHUSS, Sicherheitstechnische Regeln des KTA, Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung, KTA 3201.2, Fassung 3/84, KTA Geschäftsstelle, BfS, Salzgitter, Germany (1985).

[V.17] BRITISH STANDARDS INSTITUTION, Guidance on Methods for Assessing the Acceptability of Flaws in Fusion Welded Structures, PD 6493, BSI, London (1991).

[V.18] RUSSIAN FEDERATION FOR STANDARDIZATION AND METROLOGY, Determination of Fracture Toughness Characteristics Under Static Loading, Rep. GOST 25.506-85, Moscow (1985); and Determination of Fracture Toughness Characteristics Under Dynamic Loading, Rep. R D-50-344-8, Moscow (1983).

[V.19] AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS, Annual Book of ASTM Standards: Standard Test Method for Plane Strain Fracture Toughness of Metallic Materials, Vol. 03.01, ASTM E399-83, ASTM, Philadelphia, PA (1983).

[V.20] JAPAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Standard Test Method for CTOD Fracture Toughness Testing, JSME S001, JSME, Tokyo (1981).

[V.21] AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS, Standard Test Method for J_{Ic}: A Measure of Fracture Toughness, ASTM E813, Annual Book of ASTM Standards, Vol. 03.01, ASTM, Philadelphia, PA (1991).

[V.22] BRITISH STANDARDS INSTITUTION, Fracture Mechanics Toughness Tests: Method for Determination of K_{Ic}, Critical CTOD and Critical J Values of Welds in Metallic Materials, BS 7448-2, BSI, London (1997).

[V.23] AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS, Standard Test Method for Crack Tip Opening Displacement (CTOD) Fracture Toughness Measurement, ASTM E1290-93, Annual Book of ASTM Standards, ASTM, Philadelphia, PA (1993).

[V.24] JAPAN WELDING ENGINEERING SOCIETY, Standard Test Method for CTOD Fracture Toughness Testing, JWES 2805, JWES, Tokyo (1980).

[V.25] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Metallic Materials Unified Method of Test for the Determination of Quasistatic Fracture Toughness, ISO 12135:2002, ISO, Geneva (2002), and Cor 1:2008.

[V.26] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, EPRI Handbook on Elastic Plastic Fracture Mechanics Methods, EPRI, Palo Alto, CA.

[V.27] CENTRAL ELECTRICITY GENERATING BOARD, Assessment of the Integrity of Structures Containing Defects, Rep. R/H/R6-Rev. 3, CEGB, London (1986).

[V.28] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, 2010 ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI: Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, Includes 2011 Addenda Reprint/01-Jul-2010, ASME, New York (2010) 574 pp.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[V.29] CENTRAL RESEARCH INSTITUTE OF THE ELECTRIC POWER INDUSTRY, Research on Quality Assurance of Ductile Cast Iron Casks, Rep. EL 87001, CRIEPI, Tokyo (1988).

[V.30] DROSTE, B., SORENSON, K. (Eds), Brittle fracture safety assessment, Int. J. Radioact. Mater. Transp. **6** 2–3 (1995) 101–223.

[V.31] SHIRAI, K., et al., Integrity of cast iron cask against free drop test: Verification of brittle failure design criterion, Int. J. Radioact. Mater. Transp. **41** (1993) 5–13.

[V.32] ARAI, T., et al., Determination of Lower Bound Fracture Toughness for Heavy Section Ductile Cast Iron (DCI) and Small Specimen Tests, ASTM STP No. 1207, American Society for Testing and Materials, Philadelphia, PA (1995) 355–368.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Apéndice VI

EVALUACIONES DE SEGURIDAD CON RESPECTO A LA CRITICIDAD

INTRODUCCIÓN

VI.1. En el presente apéndice se formulan recomendaciones generales para la demostración del cumplimiento de los requisitos aplicables a los bultos que contienen sustancias fisionables enunciados en los párrafos 673 a 686 del Reglamento de Transporte. La realización y documentación de una evaluación detallada de la seguridad con respecto a la criticidad permite demostrar el cumplimiento de lo estipulado en estos párrafos. La documentación de la evaluación de seguridad con respecto a la criticidad incluida en un informe de evaluación de seguridad (IES) constituye una parte fundamental de la solicitud de aprobación que se presenta a la autoridad competente. Esta evaluación de seguridad con respecto a la criticidad debería realizarse aplicando procedimientos adecuados del sistema de gestión en todas sus etapas, según lo dispuesto en el párrafo 815.

VI.2. A pesar de que, en ocasiones, las evaluaciones de seguridad con respecto a la criticidad pueden realizarse usando límites subcríticos seguros para la masa o las dimensiones (en la bibliografía pueden encontrarse ejemplos de los valores límite [VI.1 a VI.6]), es más frecuente utilizar análisis informáticos para establecer las bases de la evaluación. En consecuencia, en este apéndice se incluyen recomendaciones acerca de la aproximación analítica que debería utilizarse y la documentación que debería facilitarse para los diversos aspectos de la evaluación de seguridad con respecto a la criticidad señalados en los párrafos 673 a 686. También se examina la base para la aceptación de los resultados calculados con miras a demostrar la subcriticidad desde el punto de vista de la reglamentación.

DESCRIPCIÓN DEL BULTO

VI.3. El capítulo del IES dedicado a la criticidad en relación con los bultos de transporte debería incluir una descripción del embalaje y su contenido. La descripción debería centrarse en las dimensiones del bulto y en los componentes de los materiales que pueden afectar a la reactividad (por ejemplo, el inventario y la colocación de las sustancias fisionables, el material absorbente de neutrones y su ubicación, los materiales reflectores), y no en información

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

estructural como la posición de los tornillos, de los muñones, etc. Deberían utilizarse planos de ingeniería y descripciones del diseño para especificar los detalles de los componentes fabricados.

VI.4. En el IES deberían indicarse claramente todos los elementos del contenido para los que se solicita aprobación. Por tanto, deberían indicarse los valores de los parámetros necesarios para garantizar que el contenido del embalaje se ajuste a los límites establecidos (enriquecimiento en U-235, tipos de conjuntos múltiples, diámetro de las pastillas de UO_2). Para los bultos que admitan configuraciones de carga múltiples, debería describirse también cada configuración de forma específica, incluida cualquier configuración posible de carga parcial. La descripción del contenido debería incluir:

a) tipo de materiales (isótopos fisionables y no fisionables, elementos combustibles, materiales de embalaje y absorbentes neutrónicos);
a) forma física y composición química de los materiales (gases, líquidos y sólidos, como metales, aleaciones o compuestos);
b) cantidades de material (masas, densidades, enriquecimiento en U-235 y distribución isotópica); y
c) otros parámetros físicos (forma geométrica, configuración, dimensiones, orientación, espaciado y huelgos).

VI.5. En el capítulo del IES relativo a la criticidad debería incluirse una descripción del embalaje, con especial atención a los elementos de diseño pertinentes para la evaluación de seguridad con respecto a la criticidad. Los elementos que deberían resaltarse son:

a) materiales de construcción y su importancia para la seguridad con respecto a la criticidad;
b) dimensiones y volúmenes pertinentes (internos y externos);
c) límites de los elementos de diseño de los que se depende para lograr la seguridad con respecto a la criticidad;
d) materiales del embalaje que actúan como moderadores de neutrones, incluso materiales hidrogenados con una densidad de hidrógeno superior a la del agua (polietileno, envolturas de plástico, etc.) o cantidades importantes de berilio, carbono o deuterio; y
e) otros elementos de diseño que contribuyen a la seguridad con respecto a la criticidad (los que evitan la entrada de agua en el bulto con sujeción a las condiciones estipuladas en el párrafo 680 y/o 683 b), según corresponda).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

VI.6. La parte del embalaje y el contenido que forman el sistema de confinamiento deberían describirse cuidadosamente. Debería presentarse una declaración de los ensayos que se han realizado (o analizado) junto con sus resultados, con el fin de determinar los efectos en el bulto (y en el sistema de confinamiento) de las condiciones de transporte normales (véase el párrafo 684 b)) y de las condiciones de accidente durante el transporte (véase el párrafo 685 b)). Para los bultos transportados por vía aérea, deberían considerarse los efectos de los ensayos estipulados en el párrafo 683 a). Al analizar los resultados de los ensayos, debería contemplarse cualquier cambio potencial en la forma física o química del contenido, así como las contingencias previstas en el párrafo 673 a).

MODELOS DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD CON RESPECTO A LA CRITICIDAD

VI.7. La descripción del contenido, el embalaje, el sistema de confinamiento y los efectos debidos a los ensayos apropiados debería utilizarse para elaborar los modelos de bulto necesarios para los análisis de seguridad con respecto a la criticidad que demuestren el cumplimiento de los requisitos de los párrafos 673 a 686. Para cada evaluación quizás se requiera uno o más modelos de cálculo. Probablemente no sea necesario elaborar un modelo exacto del bulto, y tal vez sea adecuado un modelo demostrado de caso más extremo. Sin embargo, los modelos de cálculo deberían incluir de forma explícita las características físicas importantes para la seguridad con respecto a la criticidad y deberían ser compatibles con las configuraciones del bulto derivadas de los ensayos establecidos en los párrafos 682 a 685. Las diferencias (en dimensiones, materiales o geometría) entre los modelos de cálculo y la configuración real del bulto deberían definirse y justificarse. Asimismo, en el IES se debería examinar y explicar cómo afectan a los análisis las diferencias determinadas.

VI.8. Pueden distinguirse cuatro tipos de modelos de cálculo: modelos del contenido, modelos de un solo bulto, modelos de conjuntos de bultos y modelos de fuga de los materiales. El modelo del contenido debería incluir todas las regiones geométricas y materiales que contiene el sistema de confinamiento. Tal vez sean necesarios otros modelos de cálculo para describir la gama de elementos del contenido, las diversas configuraciones de conjuntos de bultos o las configuraciones de daños que deberían analizarse (véanse los párrafos VI.40 a VI.43).

VI.9. Deberían proporcionarse esquemas simplificados acotados que, en la medida en que sea necesario, sean compatibles con los planos de ingeniería de los

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

modelos o partes de los modelos. Debería determinarse y explicarse cualquier diferencia con los planos de ingeniería, o con cualquier otra figura de la solicitud. Los esquemas de cada modelo pueden simplificarse limitando las características dimensionales en cada esquema y proporcionando tantos esquemas como sea necesario, cada uno de ellos basado en el anterior.

VI.10. En el capítulo del IES relativo a la criticidad deberían considerarse las tolerancias de las dimensiones del embalaje, incluidos los componentes que contengan absorbentes neutrónicos. Al elaborar los modelos de cálculo deberían incluirse las tolerancias que tiendan a aumentar el conservadurismo (es decir, a producir valores de reactividad más altos). La sustracción de la tolerancia del espesor de pared nominal debería ser conservadora en lo que respecta a los cálculos de conjuntos de bultos y no debería tener ningún efecto significativo en el cálculo de un solo bulto.

VI.11. La diversidad de especificaciones de los materiales (incluidas las incertidumbres) en relación con el embalaje y el contenido debería tenerse en cuenta en el capítulo del IES relativo a la criticidad. Las especificaciones e incertidumbres de todas las sustancias fisionables, absorbentes neutrónicos, materiales de construcción y materiales y moderadores deberían ajustarse a los planos de diseño del embalaje y a los criterios especificados para el contenido. La diversidad de especificaciones de los materiales y las incertidumbres conexas deberían utilizarse para seleccionar los parámetros que producen la reactividad más elevada, según lo estipulado en el párrafo 676. Por ejemplo, en cada modelo de cálculo, la densidad atómica de cualquier absorbente neutrónico (p.ej. boro, cadmio o gadolinio) incluido en el embalaje para el control de la criticidad debería limitarse al valor verificado mediante análisis químico o mediciones de transmisión de neutrones, como se indica en el párrafo 501.

VI.12. El efecto de variaciones pequeñas en las dimensiones o en las especificaciones de los materiales puede tenerse en cuenta en la práctica determinando un margen de reactividad que abarque el cambio de reactividad debido a estas variaciones. Esta reactividad adicional debería ser positiva.

VI.13. Sería útil incluir un cuadro en que se indiquen todas las diferentes regiones de materiales incluidas en los modelos de cálculo de seguridad con respecto a la criticidad. Este cuadro debería comprender la siguiente información para cada región: el material, la densidad del material, los componentes del material, el porcentaje en peso y la densidad atómica de cada componente, la masa de la región representada en el modelo, y la masa real de la región

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

(compatible con la descripción del contenido y del embalaje analizada en los párrafos VI.3 a VI.6).

MÉTODO DE ANÁLISIS

VI.14. El IES debería proporcionar suficiente información o referencias para demostrar que son adecuados el código informático, los datos de secciones eficaces nucleares y la técnica utilizada para realizar las evaluaciones de seguridad con respecto a la criticidad. Los códigos informáticos empleados en la evaluación de seguridad deberían definirse y describirse en el IES, o deberían incluirse las referencias apropiadas. La verificación de que el programa informático está funcionando según lo previsto reviste particular importancia. En el IES se debería indicar o referenciar todo el equipo y los programas informáticos utilizados en los cálculos (títulos, versiones, etc.), así como la información pertinente sobre el control de las versiones. La instalación y el funcionamiento correctos del código informático y de los datos conexos (secciones eficaces, etc.) debería demostrarse resolviendo los ejemplos de problemas o los problemas generales de validación que incluya el programa informático y notificando sus resultados. Deberían examinarse las capacidades y limitaciones del programa informático que sean pertinentes para los modelos de cálculo, con especial énfasis en las limitaciones que puedan afectar a los cálculos.

VI.15. Los métodos de cálculo preferidos para los análisis de seguridad con respecto a la criticidad son los que resuelven directamente la ecuación de transporte de Boltzmann en alguna de sus formas para obtener el valor k_{eff}. La técnica determinista de ordenadas discretas y el método estadístico de Monte Carlo son las fórmulas típicas de solución utilizadas en la mayoría de los códigos de análisis de criticidad. Prevalecen los análisis de Monte Carlo porque estos códigos pueden modelar mejor los detalles geométricos necesarios para la mayoría de los análisis de seguridad con respecto a la criticidad. Los métodos de cálculo bien documentados y validados pueden requerir una descripción más breve que otros de uso limitado o de carácter único. Debería justificarse el uso de códigos que resuelven aproximaciones de la ecuación de Boltzmann (por ejemplo, teoría de la difusión) o que aplican métodos más simples para estimar el valor k_{eff}.

VI.16. Cuando se utilice un código de Monte Carlo, el evaluador de la seguridad con respecto a la criticidad debería tener en cuenta el carácter impreciso del valor k_{eff} proporcionado por la técnica estadística. Todos los valores k_{eff} deberían considerarse con una desviación estándar, σ. Los códigos de Monte Carlo típicos

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

proporcionan una estimación de la desviación estándar del valor k_{eff} calculado. En algunas situaciones, el analista quizás desee obtener una estimación mejor de la desviación estándar repitiendo el cálculo con números aleatorios válidos diferentes y usando este conjunto de valores k_{eff} para determinar σ. Por otra parte, la índole estadística de los métodos de Monte Carlo dificulta su uso para determinar cambios pequeños en el valor k_{eff} debidos a variaciones en los parámetros del problema. El cambio en el valor k_{eff} debido a una variación en un parámetro debería ser estadísticamente significativo para indicar una tendencia en el valor k_{eff}.

VI.17. Las limitaciones de modelación geométrica de los métodos deterministas de ordenadas discretas restringen su aplicabilidad, en términos generales, al cálculo de modelos simplificados y extremos y a la investigación de la sensibilidad del valor k_{eff} ante los cambios de los parámetros del sistema. En estos análisis de sensibilidad se puede utilizar el modelo de una región específica del problema completo (por ejemplo, una aguja de combustible o una unidad de material fisionable homogeneizado rodeada por un modelo detallado del bastidor) para demostrar los cambios de reactividad debidos a pequeños cambios en las dimensiones del modelo o en las especificaciones de los materiales. Los análisis de este tipo deberían emplearse cuando se deba asegurar o demostrar que en la elaboración del modelo completo del bulto se han utilizado hipótesis conservadoras para el cálculo del valor k_{eff} del sistema. Por ejemplo, puede utilizarse un modelo unidimensional de una aguja de combustible para demostrar el efecto en la reactividad de las tolerancias en el espesor de la vaina.

VI.18. El método de cálculo consta del código informático y de los datos de secciones eficaces de neutrones utilizados por el código. La evaluación de seguridad con respecto a la criticidad debería hacerse utilizando datos de secciones eficaces que se hayan derivado de valores medidos para las diferentes interacciones neutrónicas (captura, fisión y dispersión). Las fuentes generales de las que se obtienen este tipo de datos son los valores procesados no modificados a partir de compendios de datos nucleares ya evaluados. En el IES debería consignarse la fuente de los datos de secciones eficaces, el proceso realizado para preparar los datos para el análisis y cualquier referencia que documente el contenido de la biblioteca de secciones eficaces y su margen de aplicación. En particular, deberían examinarse las limitaciones conocidas que puedan afectar al análisis (falta de datos de las resonancias, orden limitado o dispersión).

VI.19. En el IES se debería efectuar un examen que ayude a asegurar que los valores k_{eff} calculados por el código tengan la precisión adecuada. Algunos

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

ejemplos de los aspectos que el solicitante quizás deba revisar y analizar en el IES son el tratamiento adecuado de las secciones eficaces en multigrupos para el problema concreto, el uso de un número suficiente de grupos de energía (para secciones eficaces en multigrupos) o de valores discretos (para secciones eficaces continuas) y la convergencia adecuada de los resultados numéricos. Hasta donde lo permita el código, el solicitante debería demostrar o explicar las comprobaciones para confirmar que el modelo de cálculo elaborado para el análisis de seguridad con respecto a la criticidad es compatible con la información del código. Por ejemplo, este proceso de confirmación puede basarse en diagramas de los modelos geométricos generados por el código y en las masas calculadas de material en cada región del modelo.

VI.20. La índole estadística de los cálculos de Monte Carlo hace que existan pocas reglas, criterios o pruebas que ayuden a juzgar cuándo el cálculo ha convergido. Sin embargo, algunos códigos proporcionan orientaciones para determinar si se ha alcanzado la convergencia. En consecuencia, es probable que el analista deba describir los datos de salida del código u otras medidas aplicadas para confirmar la idoneidad de la convergencia. Por ejemplo, muchos códigos de Monte Carlo suministran información de salida que debería revisarse para determinar si la convergencia es adecuada. Asimismo, en el IES deberían definirse y examinarse todos los parámetros de entrada u opciones importantes del código que se hayan utilizado para el análisis de criticidad. Para el análisis de Monte Carlo, estos parámetros deberían incluir la distribución inicial de neutrones, el número de historiales utilizado (es decir, número de generaciones y de partículas por generación), condiciones más extremas utilizadas, cualquier tratamiento especial de los reflectores, cualquier opción de sesgado utilizada, etc. Para los análisis basados en el método de ordenadas discretas, debería especificarse la malla espacial utilizada en cada región, la cuadratura angular, el orden de dispersión seleccionado, las condiciones más extremas y el criterio de convergencia establecido sobre el flujo neutrónico o sobre el valor propio.

VI.21. Tanto la documentación del código como las referencias de la bibliografía son fuentes de información para obtener datos prácticos sobre las incertidumbres asociadas a los códigos de Monte Carlo utilizados para calcular el valor k_{eff} y formular recomendaciones sobre los datos de salida del código y las tendencias que deberían observarse. Si el solicitante encontrase problemas de convergencia, debería incluirse un análisis del problema y de las medidas adoptadas para obtener un valor adecuado de k_{eff}. Por ejemplo, puede alcanzarse la convergencia del cálculo seleccionando una distribución inicial de neutrones diferente o analizando otros historiales neutrónicos. Las computadoras personales

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

y estaciones de trabajo modernas hacen posible dar seguimiento a un número considerable de historiales neutrónicos.

VALIDACIÓN DEL MÉTODO DE CÁLCULO

VI.22. En la solicitud de aprobación de un bulto de transporte debería demostrarse que el método de cálculo (códigos y datos de secciones eficaces) que se ha utilizado para demostrar la seguridad con respecto a la criticidad ha sido validado en relación con datos medidos que pueda demostrarse que son aplicables a las características de diseño del bulto. El proceso de validación debería proporcionar una base de fiabilidad del método de cálculo y justificar el valor que se considere como límite subcrítico para el sistema de embalaje.

VI.23. Las orientaciones disponibles para la realización y documentación del proceso de validación [VI.5, VI.7], indican que:

a) los sesgos e incertidumbres deberían establecerse por comparación con experimentos críticos que sean aplicables al diseño del bulto;
b) el margen de aplicabilidad del sesgo y la incertidumbre debería basarse en el margen de variación de los parámetros en los experimentos;
c) cualquier ampliación del margen de aplicabilidad más allá del correspondiente a los valores experimentales de los parámetros debería basarse en las tendencias del sesgo y la incertidumbre, en función de los parámetros y en el uso de métodos independientes de cálculo; y
d) debería determinarse un límite superior subcrítico y un margen de subcriticidad para el bulto sobre la base del sesgo y las incertidumbres que se hayan determinado previamente.

VI.24. A pesar de que existe abundante material de referencia para demostrar el comportamiento de muchas combinaciones diferentes de códigos de criticidad y de datos de secciones eficaces, en el IES debería demostrarse que el método de cálculo específico usado por el solicitante (por ejemplo, versión del código, biblioteca de secciones eficaces y plataforma informática), está validado de conformidad con el proceso señalado anteriormente y teniendo en cuenta los requisitos de un sistema de gestión en todas las fases de la evaluación.

VI.25. En la primera fase del proceso de validación debería determinarse un sesgo y una incertidumbre apropiados para el método de cálculo, utilizando experimentos críticos bien definidos que contengan los parámetros característicos del diseño del bulto (por ejemplo, materiales y geometría). Al seleccionar los

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

experimentos críticos para el proceso de validación, deberían tenerse en cuenta la configuración de un solo bulto, el conjunto de bultos y las condiciones normales y de accidente durante el transporte. En condiciones ideales, el conjunto de experimentos debería estar en concordancia con las características del bulto que más influyen en el espectro neutrónico de energías y la reactividad. Estas características son, entre otras, las siguientes:

a) los isótopos fisionables (U-233, U-235, Pu-239 y Pu-241, según la definición del párrafo 222), la forma (homogénea, heterogénea, metal, óxido, fluoruro, etc.) y la composición isotópica de las sustancias fisionables;
b) la moderación en el hidrógeno compatible con las condiciones óptimas dentro y entre los bultos (si el bulto contiene cantidades importantes de otros moderadores como carbono o berilio, estos también deberían considerarse);
c) el tipo de material absorbente neutrónico (por ejemplo, boro, cadmio), su colocación (intercalado, dentro del contenido o fuera de este) y la distribución del material absorbente y de los materiales de construcción;
d) la configuración del contenido de un solo bulto (homogénea o heterogénea) y del material reflector del embalaje (plomo, acero, etc.); y
e) la configuración de un conjunto ordenado de bultos, incluso el espaciado, el material intersticial y el número de bultos.

VI.26. Por desgracia, no es probable que pueda encontrarse la combinación completa de las características del bulto en los experimentos críticos disponibles, y actualmente no existen experimentos críticos para conjuntos grandes de bultos. Por ello es preciso modelar una variedad suficiente de experimentos críticos para demostrar de forma adecuada que el método de cálculo pronostica el valor k_{eff} de manera aceptable para cada experimento por separado. Los experimentos seleccionados deberían tener características que se consideren importantes para el valor k_{eff} del bulto (o del conjunto ordenado de bultos) en condiciones normales y de accidente.

VI.27. Los experimentos críticos que se seleccionen deberían describirse brevemente en el IES, junto con referencias en que aparezca su descripción detallada. Cualquier desviación respecto de la descripción del experimento proporcionada en las referencias debería indicarse en el IES, incluso el motivo de la desviación (deliberaciones con el experimentador, consulta de la documentación original del experimento, etc.). Dado que la validación y su documentación complementaria pueden constituir un informe voluminoso, es aceptable en general resumir los resultados en el IES y referenciar el informe de validación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

VI.28. Cuando la validación se basa en experimentos críticos, el sesgo del método de cálculo es la diferencia entre el valor calculado de k_{eff} para el experimento crítico y la unidad, aunque pueden tenerse en cuenta los errores experimentales y el uso de extrapolaciones. En general, se dice que un método tiene un sesgo positivo si sobrepronostica la condición crítica (es decir, si el valor k_{eff} calculado es mayor que 1,0), y que tiene un sesgo negativo si subpronostica la condición crítica (si el valor k_{eff} calculado es menor que 1,0). El método de cálculo debería tener un sesgo que no dependa de ningún parámetro característico o cuya dependencia sea una función uniforme y de comportamiento correcto con respecto a los parámetros característicos. Cuando sea posible, deberían analizarse varios experimentos críticos para determinar las tendencias que puedan existir con los parámetros de importancia para el proceso de validación (por ejemplo, la relación hidrógeno-material fisionable (H/X), el enriquecimiento en U-235, el tipo de material absorbente neutrónico). El sesgo para un conjunto de experimentos críticos debería considerarse como la diferencia entre el mejor ajuste de los valores calculados de k_{eff} y 1. Si existen tendencias, el sesgo no será constante en todo el intervalo de parámetros. Si no existen tendencias, el sesgo será constante en todo el margen de aplicabilidad. Para que las tendencias sean reconocibles deben ser estadísticamente significativas, tanto en función de las incertidumbres de cálculo como de las incertidumbres experimentales.

VI.29. El analista de la seguridad con respecto a la criticidad debería considerar tres fuentes generales de incertidumbre: los datos experimentales, el método de cálculo y la incertidumbre debida al propio analista y a los modelos de cálculo. Incertidumbres en los datos experimentales son, por ejemplo, las relativas a los datos sobre los materiales o la fabricación, o las debidas a una descripción inadecuada del dispositivo experimental, o simplemente las debidas a las tolerancias del equipo. Incertidumbres en el método de cálculo pueden ser las asociadas a las aproximaciones utilizadas para resolver las ecuaciones matemáticas y a la convergencia de la solución y las debidas a los datos de secciones eficaces o al procesamiento de los datos. Las técnicas de modelación elegidas, la selección de las opciones de datos de entrada de códigos y la interpretación de los resultados calculados son posibles fuentes de incertidumbre atribuibles al analista o al modelo de cálculo.

VI.30. En general, todas estas fuentes de incertidumbre deberían observarse de forma integrada en la variabilidad de los resultados de k_{eff} obtenidos para los experimentos críticos. La variabilidad debería incluir la desviación típica de Monte Carlo en cada valor calculado de k_{eff} del experimento crítico, así como cualquier cambio en el valor calculado causado por las incertidumbres

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

experimentales. Por lo tanto, estas incertidumbres estarán intrínsecamente incluidas en el sesgo y su incertidumbre. La variación o incertidumbre del sesgo debería establecerse mediante un tratamiento estadístico válido de los valores calculados de k_{eff} para los experimentos críticos. Existen métodos [VI.8] que permiten evaluar el sesgo y la incertidumbre del sesgo en función de la variación de un parámetro característico escogido.

VI.31. Deberían justificarse los modelos de cálculo utilizados para analizar los experimentos críticos o deberían indicarse las referencias adecuadas donde se analicen dichos modelos. Deberían proporcionarse los conjuntos de datos de entrada utilizados para el análisis, e indicarse si han sido elaborados por el solicitante u obtenidos de otras fuentes individualizadas (referencias publicadas, bases de datos, etc.). Deberían definirse las incertidumbres conocidas en los datos experimentales y examinarse cómo (o si) se han tenido en cuenta al establecer el sesgo global y la incertidumbre del método de cálculo. El tratamiento estadístico utilizado para obtener el sesgo y la incertidumbre debería analizarse a fondo en la solicitud, y se deberían incluir referencias cuando proceda.

VI.32. Como parte integrante del esfuerzo de validación del código, es preciso definir el margen de aplicabilidad del sesgo y la incertidumbre que se han determinado. En el IES debería demostrarse que, considerando las condiciones de operación normal y de accidente, el bulto está dentro de este margen de aplicabilidad y/o debería definirse la ampliación del margen que sería necesaria para incluir el bulto. El margen de aplicabilidad debería definirse identificando el intervalo de parámetros y/o características importantes para los que el código fue (o no) validado. En la solicitud de aprobación debería describirse y justificarse (o referenciarse) el procedimiento o método utilizado para definir el margen de aplicabilidad. Por ejemplo, en un método [VI.8] se indica como margen de aplicabilidad los límites (superior e inferior) del parámetro característico utilizado para correlacionar el sesgo y las incertidumbres. El parámetro característico puede definirse en función de la razón entre hidrógeno y material fisionable (por ejemplo, H/X = 10 a 500), la energía media que produce fisión, la relación entre fisiones totales y fisiones térmicas (por ejemplo, F/F_{th} = 1,0 a 5,0), el enriquecimiento en U-235, etc.

VI.33. El uso del sesgo y la incertidumbre para un bulto con características que trasciendan el margen de aplicabilidad definido está permitido por las directrices aprobadas por consenso [VI.5]. En ellas se indica que la ampliación del margen debería basarse en las tendencias del sesgo en función de los parámetros del sistema, y que, si la ampliación es grande, debería confirmarse con métodos de cálculo independientes. Sin embargo, el solicitante debería ser

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

consciente de que la extrapolación puede llevar a un pronóstico deficiente del comportamiento real. Incluso la interpolación dentro de amplios márgenes sin datos experimentales puede ser engañosa [VI.9]. El solicitante debería además considerar el hecho de que aunque las comparaciones con otros métodos de cálculo pueden revelar una deficiencia o confirmar la coincidencia, una vez que se obtienen resultados discrepantes de métodos independientes no siempre es una tarea fácil determinar cuál es el resultado 'correcto' si no se dispone de datos experimentales [VI.10].

VI.34. El analista debería ser consciente de que actualmente no hay ninguna directriz de consenso que defina lo que constituye una ampliación 'grande', ni tampoco directrices sobre cómo ampliar las tendencias en el sesgo. De hecho, el evaluador no debería considerar solamente las tendencias en el sesgo, sino en el sesgo y en las incertidumbres. La escasez de datos experimentales cerca de un extremo de un intervalo de parámetros puede hacer que la incertidumbre sea mayor en esa zona. (Cabe señalar que en cualquier ampliación de la incertidumbre en que se utilice el método de Lichtenwalter y otros [VI.8] debería tenerse en cuenta el comportamiento de la incertidumbre en función del parámetro y no solamente el valor máximo de la incertidumbre.) Una ampliación del sesgo y la incertidumbre será correcta si el evaluador determina y comprende las tendencias del sesgo y la incertidumbre. El evaluador debería tener mucho cuidado al ampliar el margen de aplicabilidad y debería proporcionar una justificación detallada de la necesidad de la ampliación, además de una descripción pormenorizada del método y los procedimientos utilizados para estimar el sesgo y la incertidumbre dentro de este margen ampliado.

VI.35. En el capítulo del IES relativo a la criticidad debería demostrarse cómo el sesgo y la incertidumbre, determinados mediante la comparación del método de cálculo con experimentos críticos, se utilizan para establecer un valor mínimo de k_{eff} (límite superior subcrítico) de manera que los sistemas similares con valores calculados de k_{eff} superiores sean considerados críticos. Se recomienda la siguiente relación general para establecer el criterio de aceptación:

$$k_c - \Delta k_u \geq k_{eff} + n\sigma + \Delta k_m$$

donde

k_c es la condición crítica (1,00);
Δk_u corresponde al sesgo y la incertidumbre del método de cálculo;
Δk_m es el margen de subcriticidad requerido;
k_{eff} es el valor de reactividad obtenido para el bulto o conjunto de bultos;

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

n es el número de desviaciones típicas considerado (2 o 3 son los valores habituales);

σ es la desviación típica del valor k_{eff} obtenido con el análisis de Monte Carlo.

Por lo tanto, la relación general se puede reformular como

$$1{,}00 - \Delta k_u \geq k_{eff} + n\sigma + \Delta k_m$$

o como

$$k_{eff} + n\sigma \leq 1{,}00 - \Delta k_m - \Delta k_u$$

VI.36. El valor máximo del límite superior subcrítico (LSS) que debería utilizarse en la evaluación de un bulto viene determinado por la expresión siguiente:

$$LSS = 1{,}00 - \Delta k_m - \Delta k_u$$

VI.37. Como ya se ha indicado antes, el sesgo puede ser positivo (se sobrepronostican los experimentos críticos) o negativo (se subpronostican). Sin embargo, una práctica prudente de seguridad con respecto a la criticidad consiste en suponer las incertidumbres como unilaterales en el sentido de que rebajan la estimación de una condición crítica, y así, por definición, que son siempre nulas o negativas. El término Δk_u utilizado en esta sección representa el valor combinado del sesgo y la incertidumbre y el solicitante debería definir normalmente este término de forma que no haya aumento del valor del LSS. Por tanto: Δk_u es el valor absoluto combinado del sesgo y la incertidumbre, si dicho valor es negativo, o 0, si el valor combinado del sesgo y la incertidumbre es positivo.

VI.38. El valor del margen de subcriticidad Δk_m que se use en la evaluación de seguridad es una cuestión de juicio, en que debe tenerse presente la sensibilidad del valor k_{eff} a los cambios físicos o químicos previsibles del bulto y la disponibilidad de un amplio estudio de validación. Por ejemplo, los sistemas de uranio poco enriquecido pueden tener un valor elevado de k_{eff}, pero mostrar cambios insignificantes de este valor en relación con cambios concebibles en las condiciones del bulto o en las cantidades de material fisionable. Por el contrario, un sistema de uranio muy enriquecido puede mostrar cambios significativos en el valor k_{eff} con respecto a cambios relativamente pequeños en las condiciones del bulto o en la cantidad de sustancias fisionables. Una práctica frecuente para los bultos de transporte es utilizar un valor Δk_m igual a 0,05 Δk. Aunque

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

un valor Δk_m inferior a 0,05 puede ser adecuado para determinados bultos, estos valores inferiores requieren una justificación basada en la validación disponible y en un conocimiento demostrado del sistema y del efecto de los cambios potenciales. El método estadístico de Lichtenwalter [VI.8] constituye un ejemplo de una técnica que puede ser utilizada para demostrar que el valor seleccionado para Δk_m es adecuado para el conjunto de experimentos críticos utilizado en la validación. Una escasez de datos de experimentos críticos, o la necesidad de ampliar el margen de aplicabilidad [VI.5], pueden indicar la necesidad de incrementar el margen de subcriticidad por encima del normalmente aplicado.

VI.39. En la bibliografía [VI.8, VI.11 a VI.19] puede encontrarse información sobre experimentos, ejercicios de referencia e informes genéricos de validación de códigos posiblemente útiles.

CÁLCULOS Y RESULTADOS

Disposiciones generales

VI.40. En esta sección se presenta un enfoque genérico y lógico respecto de las tareas de cálculo que deberían describirse en el IES. Deberían realizarse, al menos, dos series de cálculos: i) una serie de casos relacionados con un solo bulto de conformidad con los requisitos de los párrafos 680 a 683 y ii) una serie de casos de conjuntos ordenados de bultos con arreglo a los requisitos de los párrafos 684 y 685. Sin embargo, el número de cálculos que deberían realizarse para la evaluación de seguridad dependerá de los diversos cambios de parámetros y condiciones que es preciso considerar, del diseño y las características del embalaje, del contenido y del estado potencial del bulto en condiciones normales y de accidente. Para los efectos de una evaluación de seguridad basada en métodos informáticos de cálculo, el solicitante debería considerar que el término ‘subcrítico’ (véanse los párrafos 682 a 685) significa que el valor k_{eff} calculado (incluida la desviación típica de Monte Carlo) es menor que el LSS definido en los párrafos VI.22 a VI.39.

VI.41. En el IES se deberían incluir los cálculos que representan cada una de las diferentes configuraciones de carga posibles (configuraciones de carga total y parcial). Solamente podrá utilizarse un modelo único de contenido que abarque diferentes configuraciones de carga si la justificación es clara y directa. Se realizarán los cálculos necesarios para demostrar que el contenido de sustancias fisionables del bulto se está analizando en la configuración más reactiva que sea compatible con su forma física y química dentro del sistema de confinamiento,

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

y con las condiciones de transporte normales o de accidente aplicables a cada caso. Si el contenido puede variar dentro de un intervalo de parámetros (masa, enriquecimiento, distribución isotópica, espaciado, etc.), el análisis de criticidad debería demostrar que el modelo describe y utiliza la especificación del parámetro que produce el valor máximo de k_{eff} para las condiciones especificadas en los párrafos 673 a 685. Los parámetros o configuraciones del contenido que proporcionan la máxima reactividad pueden variar en la medida en que se analice un solo bulto o un conjunto ordenado de ellos.

VI.42. En las mezclas heterogéneas de sustancias fisionables debería suponerse un espaciado óptimo entre las unidades fisionables, de forma que se alcance la máxima reactividad, a menos que el embalaje incluya una estructura adecuada para asegurar un espaciado, o un intervalo de espaciados conocido (por ejemplo, las agujas de un conjunto combustible). Es importante ser consciente de que en los sistemas complejos hay factores que compiten entre sí y que un espaciado uniforme puede no representar el estado más reactivo posible. Los modelos de contenido para bultos que transportan pastillas sueltas deberían asegurar que se consideren variaciones verosímiles en el tamaño de la pastilla y en su separación para determinar la configuración óptima que produzca la máxima reactividad. En el análisis de seguridad de los bultos que transportan desechos que contienen sustancias fisionables se debería garantizar el uso de la concentración más limitante de material fisionable. Como se estipula en el párrafo 676, las incertidumbres en el contenido deben resolverse ajustando los parámetros pertinentes a su valor más conservador (compatible con el intervalo de valores posibles); en la práctica esto puede lograrse incluyéndolo en el margen reservado para las incertidumbres de cálculo.

VI.43. Dado el número de cálculos que pueden ser necesarios, resulta útil resumir los resultados en un cuadro en que se definan los diferentes casos, se describan brevemente las condiciones de cada caso y se indiquen los resultados. Debería incluirse información adicional en el cuadro si ello simplifica la descripción verbal incluida en el texto. Dyer y otros [VI.20] incluyen un ejemplo de formato recomendado para resumir los resultados de los cálculos de un solo bulto y de un conjunto ordenado de bultos. Puede utilizarse un formato similar para resumir los resultados de los casos que demuestran que se aplican debidamente las condiciones más limitantes.

Análisis de un solo bulto

VI.44. Los análisis de bultos por separado utilizados para demostrar la subcriticidad para los fines de los párrafos 682 y 683 deberían representar

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

el embalaje y su contenido en la configuración más reactiva que sea compatible con la forma física y química del material y con el requisito de considerar (párrafo 682) o excluir (párrafo 683 a)) la entrada de agua en el bulto. Como se ha indicado anteriormente, quizás sean necesarios otros análisis para un solo bulto a fin de demostrar las configuraciones intermedias analizadas para determinar la configuración más reactiva. En el proceso de determinación de la configuración más reactiva debería considerarse: i) el cambio de las dimensiones internas y externas debido a impactos; ii) la pérdida de materiales, como el blindaje neutrónico o el sobreenvase de madera, durante el ensayo de reacción al fuego; iii) la redistribución del material fisionable o del absorbente neutrónico dentro del sistema de confinamiento a causa de impactos, fuego o inmersión; y iv) los efectos de los cambios de temperatura en los materiales del bulto y/o en sus propiedades de interacción neutrónica.

VI.45. Si el bulto no dispone de los elementos especiales descritos en el párrafo 680, en los cálculos del bulto por separado deberían investigarse de forma sistemática diversos estados de inundación con agua y de reflexión del bulto (de conformidad con el requisito estipulado en el párrafo 681) que sean representativos de las condiciones de transporte normales y de accidente. Si el bulto tiene regiones vacías múltiples, incluso dentro del sistema de confinamiento o de contención, debería considerarse la inundación de cada región (y/o de combinaciones de regiones). Es preciso analizar el caso del bulto completamente inundado y reflejado. El solicitante debería considerar diferentes secuencias de inundación (es decir, inundación parcial, cambios debidos a la orientación horizontal o vertical del bulto, inundación del bulto (moderación) con agua de densidad menor que la nominal, inundación progresiva de las regiones de dentro hacia fuera).

VI.46. En el párrafo 681 se dispone que, para realizar la evaluación establecida en el párrafo 682, se refleje por completo el sistema de confinamiento mediante al menos 20 cm de agua de densidad nominal en todas las caras, a menos que los materiales de embalaje que rodean el sistema de confinamiento proporcionen un valor k_{eff} todavía más elevado. Por tanto, deben realizarse análisis que consideren el sistema de confinamiento reflejado por agua y el bulto reflejado por agua en condiciones rutinarias y normales para determinar la condición que tiene el máximo valor k_{eff}. Si se demuestra que el sistema de confinamiento se mantiene dentro del bulto en condiciones de accidente durante el transporte, puede evitarse el análisis del sistema de confinamiento reflejado por agua, y basta considerar la reflexión del bulto por agua. Un blindaje de plomo alrededor del sistema de confinamiento es un ejemplo de reflector de embalaje que puede proporcionar una reflexión mayor que la del agua.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

VI.47. Tal vez se requieran varios análisis de un solo bulto para evaluar el cumplimiento del requisito del párrafo 683 relativo a los bultos transportados por vía aérea, especialmente si no se realizan los ensayos previstos en los párrafos 733 y 734. A falta de los ensayos correspondientes, estos análisis deberían formularse para demostrar que no habrá ninguna configuración en la que un solo bulto pueda hacerse crítico, suponiendo que no se añada agua a los materiales del bulto. Los resultados de los cálculos de un solo bulto pueden influir en el enfoque y en el número de estimaciones necesarias para calcular las series de conjuntos de bultos, sobre todo si hay diferentes configuraciones de carga del contenido.

Evaluación de conjuntos ordenados de bultos

VI.48. Los modelos de los conjuntos ordenados de bultos deberían representar las configuraciones de bultos utilizadas en los cálculos que son necesarias para cumplir los requisitos de los párrafos 684 y 685. Hacen falta por lo menos modelos de dos conjuntos: i) un conjunto de bultos intactos compatible con las condiciones de transporte normales y ii) un conjunto de bultos dañados que represente las consecuencias de un accidente durante el transporte. El número 'N' puede ser menor que 1, caso en el cual el bulto tendría un ISC mayor que 50. La configuración de los bultos (conforme a las condiciones de transporte normales y de accidente) que se utilice en los modelos debería ser compatible, aunque no necesariamente idéntica, con los respectivos modelos de un solo bulto descritos en las secciones VI.44 a VI.47 (es decir, deben minimizarse las fugas en el modelo de un solo bulto y las interacciones en el modelo del conjunto ordenado).

VI.49. El tratamiento de la moderación en un conjunto ordenado puede ser fácil o muy complejo, según la posición de los materiales de construcción y su susceptibilidad a los daños en condiciones de accidente. Para todas estas condiciones y sus combinaciones, el evaluador debería investigar cuidadosamente el grado óptimo de moderación interna e intersticial compatible con la forma física y química del material y del embalaje para condiciones de transporte normales y de accidente, y demostrar que se mantiene la subcriticidad. Deberían considerarse numerosas condiciones de moderación, como por ejemplo:

i) moderación por los materiales del embalaje que están dentro del sistema primario de contención;
ii) moderación debida a la inundación preferente de diferentes regiones huecas en los bultos;

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

iii) moderación por los materiales de construcción (por ejemplo, en el aislamiento térmico y el blindaje neutrónico); y
iv) moderación en la región entre bultos en un conjunto ordenado.

VI.50. En condiciones de transporte normales, se deberían considerar en el análisis solamente los moderadores presentes en el bulto (puntos i) a iii) anteriores); según lo especificado en el párrafo 684, no es preciso considerar la moderación entre bultos (punto iv) *supra*) debida a niebla, lluvia, nieve, espuma, inundación, etc. Al determinar el ISC de un conjunto ordenado de bultos compatible con el transporte en condiciones de accidente, el solicitante debería considerar cuidadosamente las cuatro condiciones antes citadas, incluso cómo puede variar cada forma de moderación. Como ejemplo, supóngase un bulto con un aislamiento térmicamente degradable y con material veneno de neutrones térmicos. El análisis de las condiciones de transporte normales debería incluir el aislamiento. Para las condiciones de accidente, el solicitante debería investigar los efectos de la reducción de la moderación como resultado del ensayo térmico. Si el sistema de contención interior de este ejemplo no impide la entrada de agua, el solicitante debería evaluar detenidamente los diversos grados de moderación dentro de la contención. El efecto del veneno neutrónico en la reactividad del sistema cambiará también al variar el grado de moderación.

VI.51. Deberían considerarse condiciones de moderación óptima en todos los cálculos, a menos que se demuestre en las condiciones de ensayo apropiadas que no habría entrada de agua a los espacios huecos. La moderación óptima es la condición que proporciona el valor máximo de k_{eff} para un conjunto ordenado (probablemente será un grado de moderación diferente del correspondiente a la condición óptima de un solo bulto). Para determinar las condiciones de moderación óptima deberían considerarse condiciones de inundación parcial y preferencial. Si no hay entrada de agua en el sistema, en el modelo del conjunto ordenado puede considerarse la moderación interna real que proporcionan los materiales internos del bulto. De la misma manera, si el moderador brinda un grado de moderación superior al óptimo y su forma física y química impide su fuga del sistema de contención, entonces en el modelo pueden considerarse sus propiedades de moderación. Por ejemplo, un moderador sólido que modera en exceso el material fisionable puede incluirse en el modelo de cálculo si se verifica su presencia. Este criterio sobre moderación debería ser evaluado y aplicado por separado para las condiciones de transporte normales y de accidente.

VI.52. En cada modelo de conjunto ordenado de bultos compatible con las condiciones normales de transporte debería representarse un espacio vacío entre

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

los bultos, en consonancia con lo dispuesto en el párrafo 684 a). Para la evaluación de conjuntos de bultos dañados según el párrafo 685, debería determinarse esta condición de moderación óptima intersticial por hidrógeno. Moderación óptima es la condición hidrogenada que proporciona el valor máximo de k_{eff}. Moderación intersticial es la que separa un bulto de otro dentro del conjunto y no incluye la moderación interna del bulto. Por tanto, si el embalaje proporciona una moderación intersticial mayor que la óptima, esa mayor cantidad podrá suponerse en el modelo de cálculo.

VI.53. La sensibilidad de la interacción neutrónica entre bultos depende del diseño del bulto. Por ejemplo, los bultos pequeños y ligeros son más susceptibles de tener una interacción neutrónica elevada que los bultos grandes y pesados (por ejemplo, los bultos para combustible nuclear irradiado). Dado que es preciso considerar variaciones en la moderación interna por agua y en el agua intersticial para cada configuración de bultos, el proceso puede ser complejo si no se tiene experiencia para guiar la selección de los análisis necesarios. Puede ser útil elaborar un gráfico de la variación del valor k_{eff} en función de la densidad de moderador entre los bultos.

VI.54. Para elaborar este gráfico, habría que determinar primero la moderación óptima del conjunto ordenado de bultos en consonancia con los resultados de los ensayos de accidente. A medida que se añade agua en la región entre bultos, el espaciado de los bultos puede limitar la cantidad de moderador que puede añadirse. Por ello, a veces conviene modelar un conjunto infinito de bultos utilizando como celda unitaria el bulto y un contorno repetitivo bien ajustado. Si la respuesta del valor k_{eff} de este modelo con los bultos en contacto es creciente (pendiente positiva) ante un aumento de la densidad de moderador intersticial hasta su valor nominal, el solicitante debería aumentar el tamaño de la celda unitaria y volver a calcular el valor k_{eff} en función de la densidad de moderación. El aumento de tamaño de la celda proporciona mayor espaciado entre bordes de bultos y mayor volumen disponible para el moderador intersticial. Este proceso progresivo solo debería detenerse una vez que se haya confirmado que los bultos están aislados y que el agua intersticial añadida solamente proporciona reflexión suplementaria.

VI.55. Deberían considerarse todas las combinaciones verosímiles de densidad y espaciado que puedan causar un aumento del valor k_{eff} calculado, y el IES debería incluir un examen que demuestre que se ha determinado el valor máximo de k_{eff}. La figura VI.1 muestra algunos ejemplos de gráficos de valores k_{eff} frente a la densidad de moderador (agua) intersticial para ilustrar las características de moderación, absorción y reflexión que pueden encontrarse en la evaluación

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

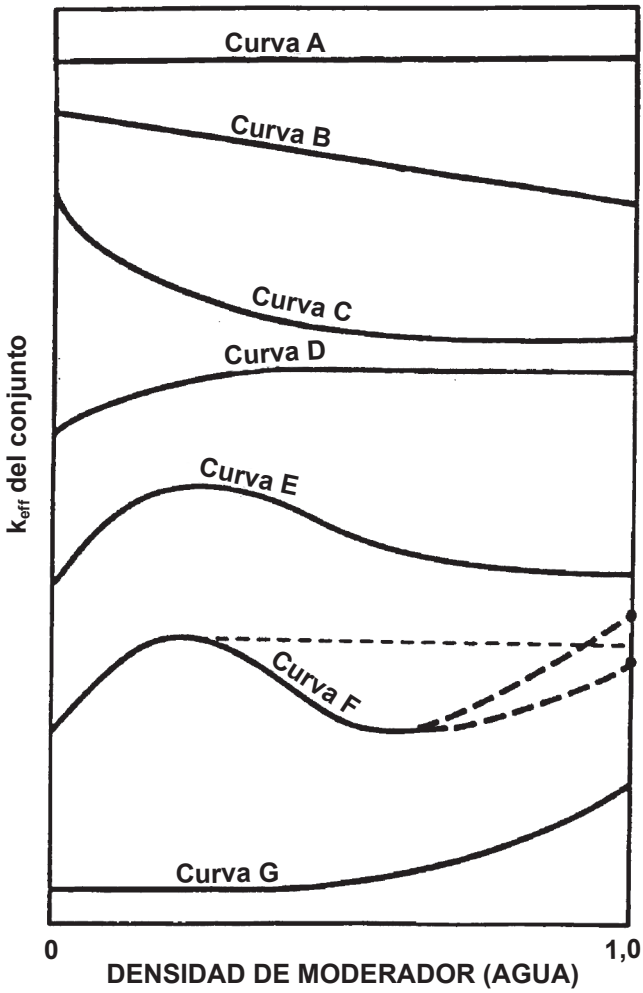


Fig. VI.1. Gráficas típicas de valores k_{eff} de un conjunto ordenado frente a la densidad de moderador (agua) intersticial.

de seguridad de un embalaje. Las curvas A, B y C representan conjuntos ordenados de bultos sobremoderados, para los que el aumento de la moderación por agua solamente rebaja el valor k_{eff} (curvas B y C) o no tiene ningún efecto en ese valor (curva A). Las curvas D, E y F representan conjuntos submoderados a la densidad de agua cero, y en que el valor k_{eff} aumenta al incrementarse la densidad intersticial del moderador. Posteriormente, a medida que sigue aumentando la densidad del agua, la absorción neutrónica se hace efectiva, la interacción neutrónica entre los bultos disminuye y el valor k_{eff} se estabiliza

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

(curva D) o disminuye (curvas E y F). Estos efectos máximos que se observan en las curvas E y F pueden aparecer a densidades muy bajas del moderador (entre 0,001 y 0,1 fracción de la densidad nominal). En consecuencia, es preciso seleccionar cuidadosamente los valores de densidad intersticial del moderador en el cálculo para obtener el valor máximo de k_{eff}. Cabe señalar que el cálculo de un solo bulto nada más requiere 20 cm de reflexión por agua; por lo tanto, para un conjunto ordenado suficientemente espaciado (más de 20 cm), el modelo del conjunto de bultos de la condición de accidente puede producir para un bulto por separado un valor k_{eff} mayor que el modelo de un solo bulto (ello depende de los efectos descritos en los párrafos 680 y 681). La curva G representa un conjunto en que no se ha alcanzado la densidad intersticial óptima de moderación ni siquiera con la densidad nominal del agua. En este caso, el solicitante debería aumentar el espaciado entre centros de los bultos del conjunto, y volver a calcular todos los casos.

VI.56. El objetivo de los cálculos de conjuntos ordenados de bultos es obtener la información necesaria con el fin de determinar el ISC para el control de la criticidad, como se estipula en el párrafo 686. El evaluador puede considerar la posibilidad de comenzar los cálculos con un modelo infinito del conjunto. Quizás sea necesario utilizar sucesivamente modelos finitos más pequeños hasta que los tamaños del conjunto para condiciones normales y de accidente de transporte estén por debajo del LSS. Otra opción sería que el solicitante comenzara los análisis partiendo de un tamaño arbitrario de conjunto — por ejemplo, uno basado en el número de bultos que se prevea transportar a la vez en un vehículo.

VI.57. Debería garantizarse que se ha tenido en cuenta la configuración más reactiva de un conjunto ordenado de bultos en la evaluación de seguridad con respecto a la criticidad. En el análisis de las diferentes configuraciones deberían considerarse los efectos opuestos de las fugas neutrónicas del conjunto y de la interacción neutrónica entre los bultos. Las configuraciones en que se minimiza la relación entre la superficie y el volumen tienen menores fugas y deberían, en términos generales, maximizar el valor k_{eff}. Debería considerarse preferentemente la disposición geométrica de los bultos en el conjunto. Por ejemplo, en el caso de algunos bultos (aquellos en los que las sustancias fisionables no están cargadas en posición centrada), la necesidad de optimizar la interacción puede provocar que el conjunto sea más reactivo cuando los bultos se agrupan en una o dos capas. También es preciso considerar el efecto del reflector exterior de agua. En algunos casos puede haber poco moderador presente dentro del conjunto, por lo que un incremento de la superficie puede propiciar mayor moderación, y, posiblemente, mayor reactividad. La configuración exacta del

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

conjunto ordenado puede representarse de forma simplificada si se proporciona una justificación adecuada. Por ejemplo, está demostrado que una configuración de bultos en red triangular puede representarse en algunos casos simples utilizando un modelo de bulto modificado de forma apropiada dentro de una configuración de red cuadrada [VI.20]. En casos más complejos (incluso para bultos con forma de cuboides), el efecto de la red triangular puede ser importante porque la interacción neutrónica entre tres bultos dispuestos en triángulo puede ser un factor dominante. Dado que hay tantos efectos contrapuestos, es preciso justificar cualquier simplificación que se haga en la evaluación; algo que puede ser obvio desde el punto de vista de las fugas neutrónicas del conjunto puede no serlo tanto desde el punto de vista de la interacción neutrónica entre los bultos. Todos los conjuntos finitos de bultos deberían estar reflejados en todas las caras por una capa de agua de densidad nominal con un espesor mínimo de 20 cm en contacto con el borde del conjunto.

VI.58. El ISC debería determinarse aplicando lo establecido en el párrafo 686 y la información de los análisis de conjuntos ordenados de bultos en cuanto al número de bultos que permanecerán subcríticos (por debajo del LSS) en condiciones normales y de accidente.

CUESTIONES ESPECIALES

VI.59. Los diseñadores que procuren reducir el conservadurismo en las cuestiones de seguridad con respecto a la criticidad de los bultos de transporte deben considerar cuidadosamente la criticidad a lo largo de todo el proceso de diseño. El gran número de variables que pueden ser importantes puede originar un gran número de cálculos. El evaluador, por su propio interés, debe interactuar eficazmente con los otros miembros del equipo de diseño y fabricación del bulto para reducir las variables que deban considerarse en la evaluación y asegurar una información adecuada sobre los aspectos de criticidad. A la hora de confirmar el comportamiento del bulto en condiciones de accidente y demostrar el efecto que tendría este comportamiento en la seguridad con respecto a la criticidad se presenta a menudo la dificultad para reducir el conservadurismo delimitador que tradicionalmente se ha aplicado en los análisis de criticidad. Es indispensable la interacción con los miembros del equipo responsables del diseño estructural, de los materiales y de la contención para que el analista de criticidad obtenga el conocimiento necesario para formular hipótesis defendibles en el modelo de cálculo. La experiencia y el conocimiento del evaluador de la seguridad con respecto a la criticidad son también cruciales para garantizar que se realice, y se documente, una evaluación eficaz e incluso completa.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

VI.60. A menudo se requieren opciones de diseño basadas en la limitación de la masa, las dimensiones o la concentración para garantizar la seguridad, pero se tiende generalmente a evitarlas debido a la reducción de la carga útil que esto entraña. De la misma forma, el control de la criticidad mediante la separación del material fisionable consume demasiado espacio en el bulto. La opción de incluir elementos especiales para impedir la entrada de agua resulta atractiva para eliminar la consideración del agua en la evaluación de la criticidad, pero el diseño y la justificación de estos elementos especiales pueden ser muy difíciles y desembocar en un proceso de revisión prolongado. Por todo ello, el uso de venenos neutrónicos fijos sigue siendo la opción principal para garantizar la seguridad con respecto a la criticidad. Para incrementar la capacidad de los bultos de transporte de grandes cantidades de combustible nuclear irradiado, puede utilizarse la composición isotópica del combustible tras la irradiación como alternativa de los valores isotópicos del combustible sin irradiar que se utilizan en el método tradicional del caso más extremo para la evaluación de la seguridad con respecto a la criticidad de los bultos de combustible nuclear irradiado.

Crédito del historial de irradiación (crédito de quemado)

VI.61. Un mandato básico respecto de los bultos que contienen sustancias fisionables es asegurar la subcriticidad. Por ello, en el caso de los bultos cuyo diseño está limitado por cuestiones térmicas, estructurales, de contención, de peso o de protección radiológica, existen todos los incentivos para mantener en el análisis base de diseño hipótesis tan simples y delimitadoras como sea posible, siempre que el diseño del bulto siga estando limitado por otros aspectos técnicos. Para el transporte de combustible nuclear irradiado (por ejemplo, hasta valores próximos a su quemado de diseño), la base de diseño tradicional ha consistido en utilizar la composición isotópica del combustible sin irradiar en la evaluación de seguridad con respecto a la criticidad. Esta es una forma directa de actuar, relativamente fácil de defender, y proporciona un margen conservador que generalmente excluye la mayor parte de las preocupaciones acerca de los sucesos de carga errónea.

VI.62. El transporte de combustible nuclear irradiado con tiempos de enfriamiento más largos y la necesidad de considerar enriquecimientos iniciales más altos han hecho que la seguridad con respecto a la criticidad se haya convertido en un aspecto limitante en el diseño de los bultos de combustible nuclear irradiado. Por ello, para incrementar la capacidad de carga de combustible nuclear irradiado en los nuevos diseños y permitir enriquecimientos iniciales más altos en los bultos existentes, el concepto de dar crédito a la reducción de reactividad causada por la irradiación o quemado del combustible nuclear irradiado se convierte

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

en una alternativa de diseño atractiva frente a la hipótesis del combustible sin irradiar. El concepto en que se considera el cambio en la composición isotópica del combustible y, por tanto, una reducción de la reactividad como resultado del quemado del combustible nuclear irradiado, se denomina 'crédito de quemado'. A pesar de que no se cuestiona el hecho de que el combustible nuclear irradiado tiene una reactividad menor que el combustible sin irradiar, hay que considerar y resolver varias cuestiones antes de utilizar la isotopía del combustible irradiado en los análisis base de diseño para la evaluación de la seguridad con respecto a la criticidad. Algunas de estas cuestiones son las siguientes:

a) validación de los instrumentos de cálculo y de los datos nucleares conexos para demostrar su aplicabilidad en lo referente al crédito de quemado;
b) especificación de los análisis base de diseño para asegurar el pronóstico de un valor límite de k_{eff}; y
c) controles operacionales y administrativos que aseguren que el combustible nuclear irradiado cargado en el bulto se haya verificado en cumplimiento de los requisitos de carga especificados para ese diseño de bulto.

VI.63. El uso de la isotopía del combustible nuclear irradiado en el análisis de criticidad entraña la necesidad de validar cualquier método de cálculo que se utilice para pronosticar la isotopía, preferiblemente en relación con los datos medidos. La reducción de reactividad del combustible nuclear irradiado se debe a la disminución del inventario de sustancias fisionables y al aumento de nucleidos absorbentes neutrónicos (actínidos no fisionables y productos de fisión) que se producen durante el quemado. Broadhead [VI.21] y DeHart [VI.22] suministran información que ayuda a definir los nucleidos importantes que afectan a la reactividad del combustible irradiado de reactores de agua a presión. Los nucleidos del combustible nuclear irradiado que pueden ser omitidos en el análisis de seguridad son los absorbentes neutrónicos que, si se incluyen en el análisis, solamente pueden reducir todavía más el valor k_{eff}. Los absorbentes neutrónicos que no son un componente intrínseco de la matriz del combustible (gases, etc.) deben ser eliminados igualmente.

VI.64. Después de seleccionar los nucleidos que se utilizarán en el análisis de seguridad, es preciso proceder a la validación. Se han publicado compendios de datos isotópicos medidos [VI.23 a VI.25] y se ha hecho todo lo posible para validar los métodos de cálculo utilizando datos seleccionados de estos compendios [VI.25 a VI.27]. Los datos isotópicos medidos que están disponibles para la validación son limitados. Otro motivo de preocupación es el hecho de que la base de datos de mediciones de productos de fisión es un pequeño subconjunto de las mediciones de actínidos. Asimismo, los datos de secciones eficaces para

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

los productos de fisión se han examinado mucho menos en intervalos amplios de energía que la mayoría de los actínidos importantes presentes en el combustible nuclear irradiado. Los productos de fisión responden del 20 % al 30 % de la reactividad negativa debida al quemado, a pesar de lo cual las incertidumbres en sus secciones eficaces y en las previsiones isotópicas reducen su eficacia en las evaluaciones de seguridad con crédito de quemado.

VI.65. El uso de la isotopía del combustible nuclear irradiado plantea también problemas de validación en relación con el comportamiento de los métodos de cálculo de valores k_{eff}. La preocupación tiene su origen en el hecho de que no se ha comunicado en publicaciones de libre acceso ningún experimento crítico con combustible irradiado en las condiciones de un bulto de transporte. Los datos experimentales obtenidos utilizando combustible irradiado son necesarios para demostrar que las secciones eficaces de los nucleidos que no están presentes en el combustible sin irradiar son adecuadas para pronosticar el valor k_{eff}, que la variación en la composición isotópica y su influencia en el valor k_{eff} puede representarse en modelo y que la física de la interacción de partículas en el combustible nuclear irradiado se trata adecuadamente en la metodología de análisis. Debería considerarse una cantidad suficiente de datos experimentales [VI.28 a VI.31] que proporcione una base de validación de los métodos de cálculo aplicados en el IES de un bulto que utilice el crédito de quemado como hipótesis base de diseño. Otra ayuda valiosa para entender las cuestiones técnicas y determinar las posibles causas de las diferencias entre los datos pronosticados y medidos son los ejercicios de referencia de cálculo [VI.32 a VI.34], en los que se comparan métodos de cálculo independientes.

VI.66. La comprensión de las incertidumbres en los modelos y en los parámetros, junto con la incorporación correcta de estas incertidumbres en las hipótesis del análisis, es necesaria para calcular un valor límite k_{eff} para un IES de un embalaje en que se aplica el crédito de quemado. Muchas de estas incertidumbres deberían examinarse como parte del proceso de validación. Por ejemplo, DeHart [VI.22] aborda un procedimiento para incorporar la variabilidad en el análisis de los datos isotópicos medidos y el número de datos en un ‘factor de corrección’ que ajusta la isotopía del combustible nuclear irradiado de forma que pueda calcularse una estimación conservadora del valor k_{eff}.

VI.67. La composición isotópica de un conjunto combustible concreto en un reactor depende, en grado variable, de la abundancia isotópica inicial, de la potencia específica, del historial de operación del reactor (incluso la temperatura del moderador, la concentración de boro soluble y la posición del elemento en el reactor), de la presencia de venenos quemables o barras de control y del tiempo

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de enfriamiento después de la descarga. El analista de seguridad difícilmente conoce todos los parámetros de la irradiación, si es que puede llegar a conocerlos alguna vez; típicamente, el analista tiene que demostrar la seguridad con respecto a la criticidad de un bulto desde el punto de vista del enriquecimiento inicial especificado, el quemado, el tiempo de enfriamiento y el tipo de combustible. Es preciso seleccionar datos sobre la potencia específica, el historial de operación, la distribución axial del quemado y la presencia de venenos quemables para garantizar que las composiciones calculadas para el combustible nuclear irradiado produzcan estimaciones conservadoras de k_{eff}. La definición de los parámetros más importantes del historial de operación y su efecto en la reactividad del combustible nuclear irradiado ha sido tratada por DeHart [VI.22], DeHart y Parks [VI.35] y Bowden y otros [VI.36]. De la misma forma, De Hart [VI.22], y DeHart y Parks [VI.35] estudian el efecto de la incertidumbre en el perfil axial de quemado, y presentan información sobre el grado de detalle requerido tanto en la distribución isotópica axial como en los parámetros numéricos de entrada (número de historiales de neutrones, etc.) para pronosticar un valor fiable de k_{eff}.

VI.68. El uso de incertidumbres extremas en el proceso de validación y en las hipótesis del análisis debería dar garantías de que el análisis de seguridad es conservador para el intervalo considerado de enriquecimiento inicial, quemado, tiempo de enfriamiento y tipo de combustible. Para un tipo determinado de combustible y un tiempo de enfriamiento mínimo (la reactividad disminuye con el tiempo de enfriamiento durante los primeros 100 años aproximadamente), el análisis de seguridad puede proporcionar una curva de carga (véase la fig. VI.1) que indique la región de quemado/enriquecimiento inicial que garantiza la subcriticidad.

ASPECTOS DE DISEÑO Y OPERACIÓN

Uso de venenos neutrónicos

VI.69. Los materiales absorbentes neutrónicos se han dividido tradicionalmente en dos categorías: materiales de construcción y venenos neutrónicos. La presencia de los materiales de construcción está normalmente garantizada debido a su propia función. Por ello, el evaluador de la criticidad debería asegurarse de que la evaluación esté en conformidad con los datos reales de fabricación del bulto, y que las modificaciones futuras se revisen para determinar posibles cuestiones de criticidad. Por el contrario, los venenos neutrónicos fijos se añaden de manera deliberada y específica con el fin de absorber neutrones para reducir la reactividad o limitar los incrementos de reactividad en condiciones anormales de operación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La preocupación principal cuando se recurre a la absorción neutrónica por los venenos (y no a la absorción por los materiales de construcción) es asegurar su presencia. En consecuencia, se requiere siempre una atención especial para garantizar tanto su presencia como la correcta distribución del material absorbente neutrónico durante la vida útil supuesta del bulto. Los procesos físicos, químicos y de corrosión deben considerarse como mecanismos que pueden producir la pérdida del absorbente. En general, la pérdida de material absorbente por absorción directa de neutrones (y, por tanto, la transmutación a un isótopo no absorbente) no tiene consecuencias importantes debido a que la consecución de cualquier grado mensurable de empobrecimiento llevaría millones de años de operación normal por ser sumamente bajos los niveles de flujo en los sistemas subcríticos.

VI.70. Cuando son necesarios los venenos neutrónicos, es aconsejable incorporarlos a los materiales normales de construcción de la manera más intrínseca posible y verificar su presencia con una medición. Por ejemplo, podría utilizarse boro incluido en una matriz de aluminio o acero en el contenedor interior (bastidor) para reducir la interacción neutrónica entre bultos (siempre que ello sea aceptable desde el punto de vista estructural y térmico) o podría incluirse un revestimiento de cadmio en la cara interna del contenedor interior. Sin embargo, en el IES se debe atender al requisito (véanse los párrafos 501 y 503) de verificar (y quizás, volver a verificar con alguna frecuencia) que los absorbentes están realmente presentes en la cantidad y distribución establecidas.

VI.71. Si la subcriticidad de la expedición depende de la presencia de materiales absorbentes neutrónicos que forman parte integrante del contenido (por ejemplo, desechos fisionables con absorbentes conocidos o barras de control insertadas en un conjunto combustible), la carga de la prueba de que los materiales están presentes en todas las condiciones normales y de accidente se convierte en una cuestión importante para la seguridad.

Mediciones previas a la expedición

VI.72. Cuando en la evaluación de un bulto se utiliza el crédito de quemado, se requieren controles operacionales y administrativos para determinar que el combustible nuclear irradiado que se carga en el bulto queda dentro de las características utilizadas para realizar la evaluación de seguridad. En el párrafo 677 b) se estipula una medición y se considera apropiado asociar la evaluación con esta medición. La evaluación debería demostrar que la medición es adecuada para el propósito perseguido, teniendo en cuenta los márgenes de seguridad y la probabilidad de error (véanse los párrafos 677.1 a 677.4).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La técnica de medición debería depender de la probabilidad de cargar el combustible erróneamente y del margen de subcriticidad disponible como resultado de la irradiación.

VI.73. Un ejemplo de la variabilidad de la técnica de medición lo proporciona Francia, donde actualmente se exige una medición sencilla con un detector gamma para verificar los márgenes de crédito de quemado de menos de 5 600 MW·d/TMU, pero se pide una medición más directa del quemado del combustible para un margen de irradiación superior [VI.37]. Para esta segunda medición, Francia utiliza dos instrumentos basados en mediciones pasivas y activas de neutrones, que verifican los datos de quemado deducidos de la operación del reactor. En los Estados Unidos, Ewing [VI.38, VI.39] ha demostrado un dispositivo de medición similar a uno empleado en Francia como un método práctico para determinar si un conjunto combustible queda dentro de la 'región de combustible aceptable' de la figura VI.2. Si se determina que el perfil axial de quemado es una característica importante del combustible nuclear gastado de la que se depende en el análisis de seguridad, también podrían utilizarse dispositivos de medición semejantes para cerciorarse de que el perfil de quemado está dentro de los límites definidos.

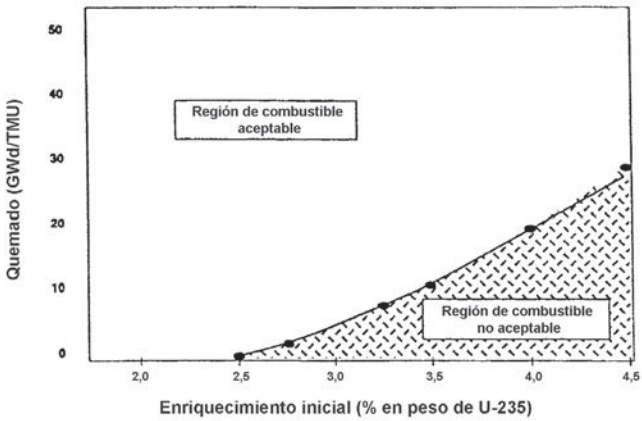


Fig. VI.2. Curva de carga hipotética.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

REFERENCIAS DEL APÉNDICE VI

[VI.1] PRUVOST, N.L., PAXTON, H.C., Nuclear Criticality Safety Guide, Rep. LA-12808, Los Alamos Natl Lab., Los Alamos, NM (1996).

[VI.2] THOMAS, J.T. (Ed.), Nuclear Safety Guide TID-7016, Rev. 2, Rep. NUREG/CR-0095 (ORNL/NUREG/CSD-6), Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1978).

[VI.3] PAXTON, H.C., PRUVOST, N.L., Critical Dimensions of Systems Containing 235 U, 239 Pu, and 233 U, Rep. LA-10860-MS, Los Alamos Natl Lab., Los Alamos, NM (1987).

[VI.4] JAPAN ATOMIC ENERGY RESEARCH INSTITUTE, Nuclear Criticality Safety Handbook (English Translation), JAERI-Review-95-013, JAERI, Tokyo (1995).

[VI.5] AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials Outside Reactors, ANSI/ANS-8.1-1998, R2007 (R = Reaffirmed), American Nuclear Society, La Grange Park, IL (2007).

[VI.6] AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, Nuclear Criticality Control of Special Actinide Elements, ANSI/ANS-8.15-1981, R1987, R1995, R2005 (R = Reaffirmed), American Nuclear Society, La Grange Park, IL (2005).

[VI.7] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Nuclear Energy — Fissile Materials — Principles of Criticality Safety in Storing, Handling, and Processing, ISO 1709:1995, ISO, Geneva (1995).

[VI.8] LICHTENWALTER, J.J., BOWMAN, S.M., DeHART, M.D., Criticality Benchmark Guide for Light-Water-Reactor Fuel in Transportation and Storage Packages, Rep. NUREG/CR-6361 (ORNL/TM-13211), Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1997).

[VI.9] PARKS, C.V., WRIGHT, R.W., JORDAN, W.C., Adequacy of the 123-Group Cross-Section Library for Criticality Analyses of Water-moderated Uranium Systems, Rep. NUREG/CR-6328 (ORNL/TM-12970), Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1995).

[VI.10] PARKS, C.V., JORDAN, W.C., PETRIE, L.M., WRIGHT, R.Q., Use of metal/uranium mixtures to explore data uncertainties, Trans. Am. Nucl. Soc. **73** (1995) 217.

[VI.11] KOPONEN, B.L., WILCOX, T.P., HAMPEL, V.E., Nuclear Criticality Experiments From 1943 to 1978, an Annotated Bibliography: Vol. 1, Main Listing, Rep. UCRL-52769, Vol. 1, Lawrence Livermore Lab., CA (1979).

[VI.12] BIERMAN, S.R., Existing Experimental Criticality Data Applicable to Nuclear Fuel Transportation Systems, Rep. PNL-4118, Battelle Pacific Northwest Lab., Richland, WA (1983).

[VI.13] ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT, International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, Rep. NEA/NSC/DOC(95)03, Vols I–VI, OECD, Paris (1995).

[VI.14] DURST, B.M., BIERMAN, S.R., CLAYTON, E.D., Handbook of Critical Experiments Benchmarks, Rep. PNL-2700, Battelle Pacific Northwest Lab., Richland, WA (1978).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[VI.15] ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT, Standard Problem Exercise on Criticality Codes for Spent LWR Fuel Transport Containers, CSNI Rep. No. 71 (Restricted), OECD, Paris (1982).

[VI.16] ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT, Standard Problem Exercise on Criticality Codes for Large Arrays of Packages of Fissile Materials, CSNI Rep. No. 78 (Restricted), OECD, Paris (1984).

[VI.17] JORDAN, W.C., LANDERS, N.F., PETRIE, L.M., Validation of KENO V.a: Comparison with Critical Experiments, Rep. ORNL/CSD/TM-238, Martin Marietta Energy Systems, Inc., Oak Ridge Natl Lab., TN (1994).

[VI.18] Nuclear Criticality Safety, ICNC ’91 (Proc. Conf. Oxford, 1991), 3 vols (1991).

[VI.19] Nuclear Criticality Safety, ICNC ’95 (Proc. Conf. Albuquerque, 1995), 2 vols, Univ. of New Mexico, Albuquerque, NM (1995).

[VI.20] DYER, H.R., PARKS, C.V., ODEGAARDEN, R.H., Recommendations for Preparing the Criticality Safety Evaluation of Transportation Packages, Rep. NUREG/CR-5661 (ORNL/TM-11936), Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1997).

[VI.21] BROADHEAD, B.L., et al., Investigation of Nuclide Importance to Functional Requirements Related to Transport and Long-Term Storage of LWR Spent Fuel, Rep. ORNL/TM-12742, Oak Ridge Natl Lab., TN (1995).

[VI.22] DeHART, M.D., Sensitivity and Parametric Evaluations of Significant Aspects of Burnup Credit for PWR Spent Fuel Packages, Rep. ORNL/TM-12973, Martin Marietta Energy Systems, Inc., Oak Ridge Natl Lab., TN (1996).

[VI.23] NAITO, Y., KUROSAWA, M., KANEKO, T., Data Book of the Isotopic Composition of Spent Fuel in Light Water Reactors, Rep. JAERI-M 94-034, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokyo (1994).

[VI.24] BIERMAN, S.R., TALBERT, R.J., Benchmark Data for Validating Irradiated Fuel Compositions Used in Criticality Calculations, Rep. PNL-10045, Battelle Pacific Northwest Lab., Richland, WA (1994).

[VI.25] KUROSAWA, M., NAITO, Y., KANEKO, T., “Isotopic composition of spent fuels for criticality safety evaluation and isotopic composition database (SFCOMPO)”, Nuclear Criticality Safety, ICNC ’95 (Proc. 5th Int. Conf. Albuquerque, 1995), Univ. of New Mexico, Albuquerque, NM (1995) 2.11–2.15.

[VI.26] HERMANN, O.W., BOWMAN, S.M., BRADY, M.C., PARKS, C.V., Validation of the SCALE System for PWR Spent Fuel Isotopic Composition Analyses, Rep. ORNL/TM-12667, Oak Ridge Natl Lab., TN (1995).

[VI.27] MITAKE, S., SATO, O., YOSHIZAWA, N., “An analysis of PWR fuel post-irradiation examination data for the burnup credit study”, Nuclear Criticality Safety, ICNC ’95 (Proc. 5th Int. Conf. Albuquerque, 1995), Univ. of New Mexico, Albuquerque, NM (1995) 5.18–5.25.

[VI.28] BOWMAN, S.M., DeHART, M.D., PARKS, C.V., Validation of SCALE-4 for burnup credit applications, Nucl. Technol. **110** (1995) 53.

[VI.29] GULLIFORD, J., HANLON, D., MURPHY, M., “Experimental validation of calculational methods and data for burnup credit”, Nuclear Criticality Safety, ICNC ’95 (Proc. 5th Int. Conf. Albuquerque, 1995), Univ. of New Mexico, Albuquerque, NM (1995).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

[VI.30] SANTAMARINA, A., et al., "Experimental validation of burnup credit calculations by reactivity worth measurements in the MINERVE reactor", ibid, 1b.19–25.

[VI.31] ANNO, J., FOUILLAUD, P., GRIVOT, P., POULLOT, G., "Description and exploitation of benchmarks involving 149Sm: A fission product taking part in the burnup credit in spent fuels", ibid, 5.10–5.17.

[VI.32] TAKANO, M., OKUNO, H., OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark: Results of Phase IIA, Rep. NEA/NSC/DOC(96)01, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokyo (1996).

[VI.33] TAKANO, M., OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark, Results of Phase-IA, Rep. NEA/NSC/DOC(93)22, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokyo (1994).

[VI.34] DeHART, M.D., BRADY, M.C., PARKS, C.V., OECD/NEA Burnup Credit Calculational Criticality Benchmark — Phase IB Results, Rep. NEA/NSC/DOC(96)-06 (ORNL-6901), Oak Ridge Natl Lab., TN (1996).

[VI.35] DeHART, M.D., PARKS, C.V., "Issues related to criticality safety analysis for burnup credit applications", Nuclear Criticality Safety, ICNC '95 (Proc. 5th Int. Conf. Albuquerque, 1995), Univ. of New Mexico, Albuquerque, NM (1995) 26–36.

[VI.36] BOWDEN, R.L., THORNE, P.R., STRAFFORD, P.I., "The methodology adopted by British Nuclear Fuels plc in claiming credit for reactor fuel burnup in criticality safety assessments", ibid, 1b.3–10.

[VI.37] ZACHAR, M., PRETESACQUE, P., Burnup credit in spent fuel transport to COGEMA La Hague reprocessing plant, Int. J. Radioact. Mater. Transp. **5** 2–4 (1994) 273–278.

[VI.38] EWING, R.I., "Burnup verification measurements at US nuclear utilities using the fork system", Nuclear Criticality Safety, ICNC '95 (Proc. 5th Int. Conf. Albuquerque, 1995), Univ. of New Mexico, Albuquerque, NM (1995) 11.64–11.70.

[VI.39] EWING, R.I., "Application of a burnup verification meter to actinide-only burnup credit for spent PWR fuel", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 95 (Proc. Int. Symp. Las Vegas, 1995), United States Department of Energy, Washington, DC (1995).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Apéndice VII

ORIENTACIONES PARA EL TRANSPORTE DE COMPONENTES DE GRANDES DIMENSIONES EN VIRTUD DE ARREGLOS ESPECIALES

INTRODUCCIÓN

VII.1. Desde mediados del decenio de 1990 las organizaciones de algunos Estados Miembros con instalaciones nucleares comenzaron a considerar cada vez más necesario el transporte de componentes radiactivos de grandes dimensiones para la disposición final o la reutilización de los materiales. Las necesidades de transporte obedecieron a la retirada y el desmantelamiento de algunas instalaciones, así como al deterioro de componentes que debían ser sustituidos para que pudieran seguir funcionando otras instalaciones. El desmantelamiento de las instalaciones nucleares retiradas requiere el transporte de vasijas de reactores, tapas de vasijas de reactores, presionadores, generadores de vapor y otros tipos de componentes. En los reactores de agua a presión, la sustitución de los componentes degradados para que puedan continuar las operaciones se ha limitado en general a los generadores de vapor, tapas de reactores y presionadores. Estos componentes son de gran volumen y masa, ya que, por ejemplo, pueden medir de 6 m de diámetro hasta 20 m de longitud y pesar más de 400 000 kg.

VII.2. Como resultado de la aplicación de los requisitos establecidos en la edición de 1985 del Reglamento de Transporte del OIEA surgieron varias cuestiones asociadas con los aspectos prácticos de cómo caracterizar estos componentes y dar cumplimiento al Reglamento de Transporte. Los componentes de grandes dimensiones no se prestaban fácilmente para el transporte en el ámbito del Reglamento del Transporte y aunque era evidente que en su mayoría contenían solo contaminación superficial, no quedaba claro que pudieran cumplirse los límites fijados para los OCS en áreas inaccesibles debido a la deposición irregular de la contaminación; tampoco podían explorarse fácilmente las áreas interiores sin el desmantelamiento *in situ* del componente de grandes dimensiones. Los componentes suelen ser de diseño y construcción sólidos, ya que lo requiere su uso como vasijas de presión con arreglo a los códigos aplicables. Si los objetos han de transportarse de conformidad con el Reglamento de Transporte vigente y en bultos que satisfagan ensayos como los de apilamiento y de caída libre, ello acarrearía graves problemas técnicos, costos prohibitivos o dificultades logísticas durante el transporte debido al tamaño y el peso de los componentes que se transportaran.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

VII.3. Durante más de una década se ha acumulado mucha experiencia en el transporte de casi un centenar de estos componentes dentro de los Estados Miembros y entre ellos [VII.1 a VII.12]. Los generadores de vapor y los presionadores normalmente se han transportado sin embalar; es decir, la pared exterior del componente ha servido de barrera del material radiactivo. Para el transporte de tapas de reactores con mecanismos de accionamiento de la barra de control intactos se ha requerido por lo general el uso de embalajes.

VII.4. El presente apéndice tiene el propósito de aportar orientaciones normalizadas que las autoridades competentes puedan utilizar como referencia para la preparación y aprobación de arreglos especiales relacionados con componentes de grandes dimensiones. También podría utilizarse como referencia para las industrias.

COMPONENTES DE GRANDES DIMENSIONES

VII.5. Debido a la amplia variabilidad de tamaño, forma, masa, composición radiactiva y distribución, origen de las instalaciones nucleares, etc., es difícil establecer una definición general para los componentes de grandes dimensiones. Por otra parte, tomando en consideración los conceptos básicos de seguridad, pueden establecerse como directrices algunos límites establecidos en las especificaciones de estos componentes conjuntamente con los límites especificados, por ejemplo, para los OCS y/o BAE en el Reglamento de Transporte.

VII.6. En función de la experiencia de los Estados Miembros, estas orientaciones abarcan en general los componentes procedentes de las instalaciones nucleares que consisten fundamentalmente en OCS con masas que van de unas cuantas decenas de toneladas a varios cientos de toneladas. A pesar de ello, las orientaciones pueden ser aplicables a componentes de otros tipos de instalaciones nucleares con otras características radiológicas y masas cuando se garantice el mismo nivel de seguridad del transporte.

VII.7. Debido a la experiencia limitada y los niveles de radiactividad más altos que entraña, el transporte de vasijas de reactores no se incluye en estas orientaciones.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

CONCEPTO BÁSICO DE SEGURIDAD

VII.8. El concepto básico por el que se permite el transporte de OCS sin embalar se basa en el hecho de que aunque no estén embalados, los objetos (es decir, los componentes de grandes dimensiones) deben cumplir con los requisitos aplicables a los bultos del Tipo BI cuando la envolvente exterior (paredes, etc.) se considere como embalaje. Además de permitirse el transporte sin embalaje, pueden excluirse ciertos requisitos relativos a los bultos del Tipo BI siempre que se demuestre que se aplican medidas de seguridad compensatorias en forma de controles operacionales más estrictos que garantizan el mismo grado de seguridad.

VII.9. En el sistema Q, que fue creado para establecer una base radiológica para el Reglamento de Transporte, se toman en consideración cinco vías de exposición a la radiación, es decir, la dosis externa debida a fotones (Q_A), la dosis externa por partículas beta (Q_B), la dosis por inhalación (Q_C), la dosis en piel y por ingestión debida a la transferencia de la contaminación (Q_D) y la dosis por inmersión en una nube radiactiva (Q_E). Entre ellas, la dosis por inhalación (Q_C) puede considerarse la principal vía de exposición para los componentes de grandes dimensiones en condiciones de accidente, ya que la mayor parte de la actividad que se dispersa se debe a la contaminación superficial procedente de las superficies del componente que pueda desprenderse durante el accidente. Por tanto, para evaluar el nivel de seguridad del transporte de componentes de grandes dimensiones puede considerarse fundamental la evaluación de la dosis por inhalación debida a la contaminación en la superficie.

VII.10. Para mantener el mismo nivel de seguridad que en el transporte de bultos del Tipo BI es preciso que el componente de grandes dimensiones satisfaga los requisitos de diseño de ese bulto del Tipo BI en particular, sin embalaje, y cumpla con los requisitos y controles estipulados para el transporte de los bultos del Tipo BI. Además, la incorporación de actividad por una persona que se halle en las proximidades de un accidente debería ser aproximadamente igual a la recibida de OCS o bultos del Tipo A, que se considera con un valor de $10^{-6}\,A_2$.

VII.11. La incorporación de actividad por una persona en un accidente viene determinada por:

$$Q_{INT} = (Q_{INT,\,FIX} + Q_{INT,\,NF}) \qquad \text{(VII.1)}$$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

donde

Q_{INT} es la actividad de incorporación de radionucleidos (Bq);
$Q_{INT, FIX}$ es la actividad de incorporación de radionucleidos debida a la contaminación fija (Bq);
$Q_{INT, NF}$ es la actividad de incorporación de radionucleidos debida a la contaminación transitoria (Bq).

La actividad de incorporación de radionucleidos debida a la contaminación fija, $Q_{INT, FIX,}$ puede calcularse de la manera siguiente:

$$Q_{INT, FIX} = Q_{IV, FIX} \times F_{SCRAP} \times F_{REL, FIX} \times F_{RSUS} \times F_{INT} \qquad \text{(VII.2)}$$

donde

$Q_{IV, FIX}$ es el inventario atribuido a la contaminación fija en un bulto o un objeto (Bq)
F_{SCRAP} es la fracción del área superficial raspada en un accidente;
$F_{REL, FIX}$ es la fracción de la actividad liberada de las superficies raspadas y liberadas del bulto o el objeto en un accidente;
F_{RSUS} es la fracción de la actividad liberada en forma de aerosol respirable;
F_{INT} es la fracción de actividad liberada respirable incorporada por una persona en las proximidades del accidente.

En la fórmula anterior, para los objetos con una contaminación superficial homogénea, $Q_{IV, FIX}$, puede calcularse lo siguiente:

$$Q_{IV, FIX} = C_{FIX} \times A \times 10^4 \qquad \text{(VII.3)}$$

donde

C_{FIX} es un nivel de contaminación superficial fija (Bq/cm^2);
A es el área superficial de un objeto (m^2).

Al calcular la actividad de incorporación de radionucleidos debida a la contaminación transitoria, $Q_{INT, NF}$, debe suponerse que el 100 % de la contaminación transitoria presente en el objeto está en condiciones de liberarse sin que tengan que rasparse las superficies. Por tanto, la actividad de incorporación

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

de radionucleidos debida a la contaminación transitoria, $Q_{INT, NF}$, puede calcularse como sigue:

$$Q_{INT, NF} = Q_{IV, NF} \times F_{REL, NF} \times F_{RSUS} \times F_{INT} \quad \text{(VII.4)}$$

donde

$Q_{IV, NF}$ es el inventario atribuido a la contaminación transitoria en un bulto u objeto (Bq);
$F_{REL, NF}$ es la fracción de la actividad que está libre y que se libera del bulto u objeto en un accidente[3];
F_{RSUS} es la fracción de la actividad liberada en forma de aerosol respirable;
F_{INT} es la fracción de actividad liberada respirable absorbida por una persona en las proximidades del accidente.

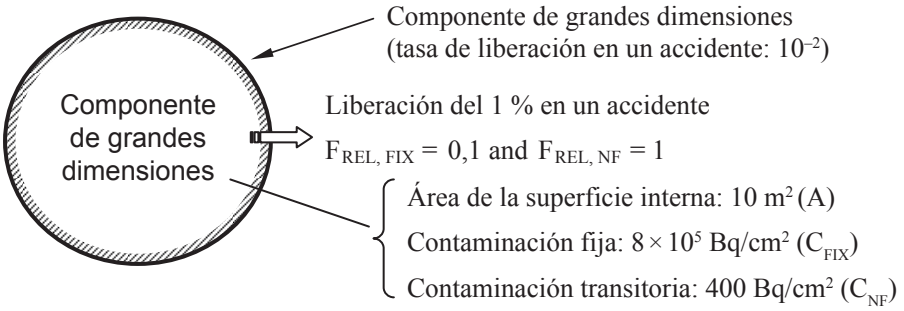
Para los objetos con una contaminación superficial homogénea, el inventario, $Q_{IV, NF}$, se determina como sigue:

$$Q_{IV} = C_{NF} \times {}_{A} \times 10^4 \quad \text{(VII.5)}$$

donde

C_{NF} es un nivel de contaminación superficial transitoria (Bq/cm^2);
A es el área superficial de un objeto (m^2).

Ejemplo de cálculo: Componente de grandes dimensiones



[3] $F_{REL, NF}$ debería utilizarse como unidad (100 %) a menos que pueda justificarse el uso de una fracción de liberación inferior.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Puesto que la superficie interna de un componente de grandes dimensiones se considera inaccesible, el límite de contaminación puede ser 8×10^5 Bq/cm^2 para la contaminación fija, más la contaminación transitoria. En la evaluación que figura más adelante, se utilizan límites para la contaminación fija y la contaminación transitoria por separado, ya que se produce un resultado algo conservador (en 1,25 %).

1.1. Inventario de contaminación fija en una superficie interna de un componente de grandes dimensiones:

$$Q_{IV,\,FIX} = C_{FIX} \times A = 8 \times 10^5 \text{ Bq/cm}^2 \times 10 \text{ m}^2 = 8 \times 10^{10} \text{ Bq} = 80 \text{ GBq}$$

1.2. Inventario de contaminación fija raspada de una superficie interna:

$$Q_{SCRAP,\,FIX} = Q_{IV,\,FIX} \times F_{SCRAP,\,FIX} = 80 \text{ GBq} \times 20\ \% = 16 \text{ GBq}$$

1.3. Inventario liberado de la contaminación fija raspada:

$$Q_{REL,\,FIX} = Q_{SCRAP,\,FIX} \times F_{REL,\,FIX} = 16 \text{ GBq} \times 0{,}01 = 0{,}16 \text{ GBq} = 160 \text{ MBq}$$

1.4. Inventario de actividad liberada de la contaminación fija en forma de aerosol respirable:

$$Q_{RSUS,\,FIX} = Q_{REL,\,FIX} \times F_{RSUS} = 160 \text{ MBq} \times 100\ \% = 160 \text{ MBq}$$

1.5. Actividad de incorporación de contaminación fija:

$$Q_{INT,\,FIX} = Q_{RSUS,\,FIX} \times F_{INT} = 160 \text{ MBq} \times (1 \times 10^{-4}) = 16 \text{ kBq}$$

2.1. Inventario de contaminación transitoria de una superficie interna de un componente de grandes dimensiones:

$$Q_{IV,\,NF} = C_{NF} \times A = 400 \text{ Bq/cm}^2 \times 10 \text{ m}^2 = 4 \times 10^7 \text{ Bq} = 40 \text{ MBq}$$

2.2. Inventario de contaminación transitoria liberada de una superficie interna:

$$Q_{SCRAP,\,NF} = Q_{IV,\,NF} \times F_{SCRAP,\,NF} = 40 \text{ MBq} \times 100\ \% = 40 \text{ MBq}$$

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

2.3. Inventario de actividad liberada de la contaminación transitoria en en forma aerosol respirable:

$$Q_{RSUS,\,NF} = Q_{REL,\,NF} \times F_{RSUS} = 40\ \text{MBq} \times 1 = 40\ \text{MBq}$$

2.4. Actividad de incorporación de contaminación transitoria:

$$Q_{INT,\,NF} = Q_{RSUS,\,NF} \times F_{INT} = 40\ \text{MBq} \times (1 \times 10^{-4}) = 4\ \text{kBq}$$

3. Actividad de incorporación total de radionucleidos de un objeto:

$$Q_{INT} = Q_{INT,\,FIX} + Q_{INT,\,NF} = 16\ \text{kBq} + 4\ \text{kBq} = 20\ \text{kBq}$$

4. Suponiendo que A_2 = 0,02 TBq (2×10^{10} Bq), la incorporación de actividad será:

$$Q_{INT} = 20\ \text{kBq} \times \frac{A_2}{0{,}02\ \text{TBq}} = 1 \times 10^{-6} A_2$$

VII.12. En la aprobación de un transporte de componentes de grandes dimensiones en virtud de un arreglo especial deberían examinarse y justificarse todos los parámetros enunciados en el párrafo VII.11. El parámetro A puede calcularse a partir de los planos de diseño de los componentes. La distribución y composición de los radionucleidos de los parámetros C_{FIX}, C_{NF} y Q_{IV} pueden medirse, o modelarse correctamente en una serie de componentes; también puede realizarse una medición para verificar los puntos representativos de cada componente. Los parámetros F_{SCRAP}, F_{RSUS} y F_{REL} son sensibles y debería demostrarse su idoneidad recurriendo a la bibliografía [VII.11, VII.12], ensayos o argumentaciones razonadas. El parámetro F_{INT} puede tener un valor de 10^{-4} a 10^{-3}, que se emplea en el párrafo I.37 en relación con el sistema Q.

VII.13. Cuando los valores utilizados en el modelo OCS-II se justifiquen para los parámetros F_{SCRAP}, F_{RSUS}, F_{REL} y F_{INT}, pueden permitirse inventarios de hasta 10 A_2 para la contaminación fija más la contaminación transitoria en la superficie inaccesible a fin de mantener el mismo nivel de seguridad. Cuando se justifique, puede adoptarse una hipótesis simple como que “se liberará el 10 % de la actividad interna del componente y el 1 % de las partículas en el intervalo de tamaños respirable”; seguidamente los límites de inventario serán 10 A_2 para la contaminación superficial fija y transitoria. Podrían justificarse incluso niveles más altos de contenido de actividad total sobre la base de evaluaciones más específicas.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

VII.14. Debería tenerse especial cuidado en lo que respecta a la composición de radionucleidos del inventario. Por ejemplo, en el caso de que β y γ emitan radionucleidos desconocidos, el límite del inventario de 10 A_2 corresponde a 0,2 TBq y a 4×10^3 Bq/cm^2, cuando se da por sentada un área superficial de 5000 m^2 (un área superficial interna típica para un generador de vapor). Este valor es inferior en dos órdenes de magnitud al límite del nivel de contaminación en la superficie inaccesible de un OCS-II, es decir, 8×10^5 Bq/cm^2. Por el contrario, cuando el Co-60 sea el único radionucleido presente en el inventario, el nivel permisible de contaminación superficial inaccesible aumenta hasta 4 TBq y 8×10^4 Bq/cm^2.

VII.15. El inventario del componente también puede restringirse mediante la limitación de las dosis externas para dar cumplimiento a las disposiciones aplicables del Reglamento de Transporte y mediante la fijación del límite de actividad del medio de transporte según lo estipulado en el párrafo 522 del Reglamento de Transporte (véanse los párrafos VII.24, VII.25 y VII.33). En el caso de que el inventario del componente o de la remesa supere los límites de actividad del medio de transporte, el remitente debe proponer medidas compensatorias adecuadas, que deben ser aprobadas por la autoridad competente.

VII.16. Evidentemente hay muchos aspectos que deben considerarse en el transporte de componentes de grandes dimensiones y cada situación necesita su propio método basado en las características particulares de los componentes grandes que se deberán transportar. Al final de esta sección [VII.7] se presenta en forma resumida un ejemplo concreto de requisitos de seguridad aplicados en Alemania para el transporte en barcaza de generadores de vapor de reactores de agua ligera como componentes de grandes dimensiones.

CRITERIOS RECOMENDADOS PARA LA APROBACIÓN DE COMPONENTES DE GRANDES DIMENSIONES EN VIRTUD DE ARREGLOS ESPECIALES

VII.17. Para el transporte de componentes de grandes dimensiones debería cumplirse lo estipulado en los párrafos VII.18 a VII.37.

VII.18. El transporte de componentes de grandes dimensiones debería clasificarse en virtud de un arreglo especial, UN 2919, MATERIAL RADIACTIVO, TRANSPORTADO EN VIRTUD DE UN ARREGLO ESPECIAL, no fisionable o fisionable exceptuado.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Según se especifica en el párrafo 310 del Reglamento de Transporte, el transporte de componentes de grandes dimensiones requerirá aprobación multilateral.

VII.19. El porcentaje considerable de actividad del componente (cantidad A_2) debería deberse a la contaminación superficial de las superficies interiores más que de las superficies exteriores o a la activación neutrónica del componente.

Aunque no se especifica un valor umbral, esta orientación no está prevista para el transporte de componentes con contaminación superficial externa transitoria que supere los niveles especificados en el párrafo 508 del Reglamento de Transporte o con una evidente activación del material. El transporte de componentes claramente activados, como vasijas de reactores, queda fuera del ámbito de estas directrices.

VII.20. La cantidad y distribución de actividad en el componente de grandes dimensiones debería ser tal que, en condiciones de accidente de transporte, la incorporación de actividad por una persona en las proximidades del accidente no supere 10^{-6} A_2 en un orden de magnitud o una correspondiente dosis por inhalación de 50 mSv (véanse los párrafos VII.11 a VII.14).

VII.21. El componente y su contenido deberían satisfacer los requisitos relativos a la excepción de los materiales fisionables del párrafo 417 o el párrafo 674 o el párrafo 675 y estar sujetos al control de acumulación del ISC del Reglamento de Transporte.

Los materiales del componente y su contenido deberían ser fisionables exceptuados para cumplir los requisitos del párrafo 417, o el componente, incluido su contenido, debería ser fisionable exceptuado para cumplir los requisitos del párrafo 674 o el párrafo 675.

VII.22. No debería colocarse material extraño innecesario en los espacios vacíos interiores del componente.

VII.23. El contenido líquido debería ser insignificante.

Aunque no se da un valor umbral de sequedad, el drenaje de agua, el soplado y la ventilación de aire son procedimientos empleados para secar un componente en el ámbito del transporte. Para la disposición final quizás se requieran especificaciones más estrictas.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

VII.24. El nivel de radiación máximo en cualquier punto de la pared exterior del componente y en el plano formado por una abertura o penetración del componente debería ser inferior a 2 mSv/h.

Esta directriz se establece para cumplir lo establecido en el párrafo 573 a) del Reglamento de Transporte con respecto al nivel de radiación externa del propio componente. De modo excepcional puede permitirse la limitación de 10 mSv/h con sujeción a las medidas establecidas en el párrafo 573 a) i) a iii). Incluso en este caso, debería cumplirse lo dispuesto en los párrafos VII.25 y VII.32.

VII.25. El nivel de radiación externa a 3 m del contenido radiactivo sin blindaje de un gran componente no debería exceder de 10 mSv/h.

Este límite se fija para dar cumplimiento al párrafo 517 del Reglamento de Transporte.

VII.26. El componente, incluso las penetraciones, aberturas y grietas sin embalaje, así como los medios de blindaje adicionales, deberían poder soportar los efectos de cualquier aceleración, vibración o resonancia vibracional que pueda producirse en condiciones de transporte rutinarias en función de la eficacia de los dispositivos de cierre del componente o de la integridad del componente, incluidos los blindajes adicionales.

Lo anterior se establece para dar cumplimiento al párrafo 613 del Reglamento de Transporte en condiciones de transporte rutinarias.

VII.27. El componente, incluso las penetraciones, aberturas y grietas sin embalaje, así como los medios de blindaje adicionales, deberían cumplir los requisitos para los bultos del Tipo BI-2 del párrafo 624 del Reglamento de Transporte.

El ensayo de apilamiento y el ensayo de caída libre para los bultos del Tipo BI-2 están especificados para el componente (véase el párrafo VII.36).

VII.28. El componente que se presente para el transporte debería cumplir los requisitos relativos a la contaminación transitoria del párrafo 508 del Reglamento de Transporte.

VII.29. El componente debería remitirse en condiciones de uso exclusivo.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

VII.30. Por su volumen y masa, el transporte aéreo del componente puede quedar excluido.

VII.31. El IT del componente debería determinarse conforme a lo dispuesto en el párrafo 523 del Reglamento de Transporte, con el uso de los factores de multiplicación aplicables a cisternas, contenedores y BAE-I y OCS-I sin embalaje.

VII.32. Deberían cumplirse otros requisitos y controles del transporte especificados en el Reglamento de Transporte, como los referentes a las categorías, el marcado, el etiquetado, el rotulado y las responsabilidades del remitente.

VII.33. Los niveles de radiación de los medios de transporte no deberían superar los niveles especificados en el párrafo 573 b) y c) del Reglamento de Transporte.

Pueden tomarse en consideración aspectos similares para el transporte en embarcaciones.

VII.34. El componente y los blindajes del medio de transporte se sujetarán a este de conformidad con el párrafo 607 del Reglamento de Transporte y las normas nacionales de transporte aplicables.

VII.35. Se aplicará un plan de transporte y respuesta a emergencias elaborado por escrito que rija el transporte y sea aprobado con un sistema de gestión de conformidad con lo dispuesto en el párrafo 306 del Reglamento de Transporte. En el programa de protección radiológica deberían tenerse en cuenta todas las medidas y actividades de transporte y todos los trabajadores del transporte y miembros del público afectados. El plan de transporte y respuesta a emergencias debe contener una estructura jerárquica, responsabilidades, requisitos, precauciones, condiciones previas, instrucciones, restricciones para el personal, medidas de respuesta a emergencias, un programa de protección radiológica que incluya todos los traslados de medios de transporte y la secuencia de sucesos relacionada con el transporte.

Debería prestarse especial atención al programa de protección radiológica, ya que el transporte de componentes de grandes dimensiones se efectuaría de modo diferente del transporte rutinario de bultos ordinarios y podrían intervenir en él trabajadores no familiarizados con las operaciones de transporte. Los niveles de radiación del componente, los métodos de transporte y manipulación, incluso los plazos de duración y la distancia de los trabajadores del componente en cada

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

operación, deberían examinarse cuidadosamente y las dosis a los trabajadores deberían optimizarse con la restricción de dosis correcta.

VII.36. Si las condiciones de transporte y el plan de respuesta a emergencias especifican una prohibición de apilamiento y una restricción en cuanto a la orientación de los componentes durante su transporte:

a) No se requerirá el ensayo de apilamiento especificado en el párrafo 723 del Reglamento de Transporte:
   — Conforme a lo especificado en el párrafo 723 del Reglamento de Transporte, si la configuración del componente o el plan de transporte y respuesta a emergencias previene eficazmente el apilamiento, podrá excluirse el ensayo.
b) Se podrá tener en cuenta la restricción relativa a la orientación durante el transporte, controlada administrativamente en el plan de transporte y respuesta a emergencias, al aplicar el requisito del ensayo de caída libre del párrafo 722 del Reglamento de Transporte según el cual se dejará caer el espécimen sobre el blanco de manera que experimente el máximo daño (véase, por ejemplo, la referencia [VII.8]). El requisito del ensayo de caída libre del párrafo 722 del Reglamento de Transporte debería aplicarse al componente, sin recurrir a ningún dispositivo o sistema de fijación, en la forma en que se prepare para el transporte, e incluiría las tapas y blindajes que lleve sujetos:
   — Como se indica en el párrafo 722.6 de la presente publicación, si las condiciones de transporte y el plan de respuesta a emergencias impiden eficazmente que los componentes caigan o choquen en determinadas orientaciones, podrían pasarse por alto estas orientaciones al evaluar el peor daño.
   — La demostración del cumplimiento puede llevarse a cabo de conformidad con cualquiera de los métodos mencionados en el párrafo 701 del Reglamento de Transporte.

VII.37. Tras la aprobación de la expedición, la autoridad competente debería expedir un certificado de aprobación que incluya la información especificada en el párrafo 836 del Reglamento de Transporte.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

EJEMPLO CONCRETO DE REQUISITOS DE SEGURIDAD PARA COMPONENTES DE GRANDES DIMENSIONES

A continuación se presenta un ejemplo concreto de requisitos de seguridad aplicados recientemente en Alemania al transporte en barcaza de generadores de vapor de reactores de agua ligera como componentes de grandes dimensiones [VII.7 a VII.9].

Los requisitos de seguridad se resumen de la manera siguiente:

a) El propio componente de grandes dimensiones debe cumplir los requisitos para los bultos OCS-II y del Tipo BI-2 en la mayor medida posible. Si se requiere mayor blindaje, este debe considerarse como parte del bulto del Tipo BI-2. Los criterios más importantes que hay que demostrar son el grado necesario de integridad del bulto en condiciones de ensayo de caída de 0,3 m y la limitación del aumento del nivel de radiación después del ensayo de caída a no más del 20 %.
b) Si el grado de integridad requerido en condiciones de ensayo de caída no puede demostrarse totalmente en relación con determinadas orientaciones de caída, deberán aplicarse medidas técnicas para evitar ese tipo de orientaciones de caída durante el transporte.
c) La tasa de dosis a una distancia de 3 m desde el contenido sin blindaje del componente de grandes dimensiones no deberá exceder de 10 mSv/h y deberán cumplirse los límites del medio de transporte de 10 A_2 para el transporte por aguas interiores y de 100 A_2 para todas las demás modalidades de transporte.
d) La limitación del contenido radiactivo total en el interior del componente de grandes dimensiones debe ser tal que, en condiciones de accidente de transporte, se logre un nivel equivalente de seguridad como el estipulado para los bultos del Tipo BI-2 o del Tipo A (la dosis de radiación recibida por una persona en las proximidades de un accidente no debería exceder de 50 mSv).

En relación con el apartado d), una evaluación mencionada en la referencia [VII.7] lleva a la conclusión de que para un contenido radiactivo total en el generador de vapor del intervalo de 5 a 10 A_2, se consigue un nivel adecuado de seguridad, también en condiciones de accidente de transporte, si se toman en cuenta ambas vías de exposición por radiación gamma externa y por inhalación. Podrían justificarse incluso niveles más altos de contenido de actividad total en función de evaluaciones más específicas.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

REFERENCIAS DEL APÉNDICE VII

[VII.1] BECKER, D.L., BURGESS, D.M., LINDQUIST, M.R., "Shippingport reactor pressure vessel and neutron shield tank assembly probablistic waterborne accident assessment", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 92 (Proc. Int. Symp. Yokohama, 1992), Science and Technology Agency, Tokyo (1992).

[VII.2] CLOSS, J.W, ibid.

[VII.3] POPE, R.B., et al., "Characterizing, for packaging and transport, large objects contaminated by radioactive material having a limited A_2 value", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 98 (Proc. Int. Symp. Paris, 1998), Institut de protection et de sûreté nucléaire, Paris (1998).

[VII.4] HILBERT, F., KUBEL, M., "Transport of two steam generators from the nuclear power station KWO to the interim storage site of EWN", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2007 (Proc. Int. Symp. Miami, 2007), Intitute of Nuclear Materials Management, Deerfield, IL (2007).

[VII.5] DYBECK, P., BROMAN, U., ibid.

[VII.6] SVAHN, B., ZIKA, H., WELLEMAN, E., NILSSON, T., ibid.

[VII.7] NITSCHE, F., FASTEN, C., "Transport of large components in Germany: Some experiences and regulatory aspects", Packaging and Transport of Radioactive Materials, PATRAM 2010 (Proc. Int. Symp. London, 2010), Department for Transport, UK (2010).

[VII.8] KOMAN, S., DROSTE, B., WILLE, F., ibid.

[VII.9] SCHIFFER, W., HILBERT, F., ibid.

[VII.10] BOYLE, R.W., WILLIAMS, J.L., "Large component regulatory relief in the United States", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2004 (Proc. Int. Symp. Berlin, 2004), Ramtrans Publishing, Ashford, UK (2004).

[VII.11] UNITED STATES DEPARTMENT OF ENERGY, Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fraction for Nonreactor Nuclear Facilities, DOE-HDBK-3010-94, USDOE, Washington, DC (1994).

[VII.12] GRAY, I., "Development of an improved radiological basis and revised requirements for the transport of LSA/SCO materials", Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2004 (Proc. Int. Symp. Berlin, 2004), Ramtrans Publishing, Ashford, UK (2004).

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Apéndice VIII

TRANSPORTE EN DETERMINADAS SITUACIONES

INTRODUCCIÓN

VIII.1. Las presentes orientaciones se formulan a los efectos de prever determinadas situaciones en que pueda garantizarse un transporte sin riesgos, aun cuando no esté claramente definido el marco reglamentario. Por ejemplo, quizás no exista una autoridad reguladora en un país para atender las cuestiones de la seguridad del transporte de materiales radiactivos o no se hayan aplicado reglamentaciones para el transporte seguro de materiales radiactivos. Aun cuando esté establecida la infraestructura reglamentaria, se requieren algunas orientaciones para determinadas situaciones especiales, como por ejemplo:

a) el transporte ulterior de un bulto que haya sufrido graves daños en un accidente;
b) el transporte de fuentes huérfanas que hayan sido descubiertas.

TRANSPORTE DE FUENTES HUÉRFANAS

VIII.2. Tras el descubrimiento de fuentes huérfanas se procederá de inmediato a su transporte a un lugar más seguro, por ejemplo, al proveedor original de la fuente o a un emplazamiento de disposición final autorizado. El remitente debe tratar la fuente huérfana de la misma manera que cualquier otro material radiactivo que vaya a ser transportado en conformidad con el Reglamento de Transporte.

Materiales radiactivos

VIII.3. En la preparación para su transporte la fuente huérfana debería caracterizarse, por ejemplo, mediante la individualización de los radionucleidos, la evaluación de la actividad y la comprobación de fugas y/o contaminación. Si la fuente se ha de transportar como material radiactivo en forma especial, tal vez sea necesario su reencapsulado cuando no se disponga de un certificado para materiales en forma especial o este requisito no sea aplicable, es decir, cuando la fuente supere su ‘límite de edad’ o no existan suficientes datos sobre su origen. Una vez que se introduzca en la cápsula (reencapsulado), la fuente debería cumplir los requisitos aplicables a los materiales radiactivos en forma especial. Si no es posible el reencapsulado, debería proveerse un bulto apropiado.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Bulto

VIII.4. La caracterización de los materiales radiactivos determina el tipo de bulto que se deberá utilizar y define a su vez la elección del diseño del bulto. El transporte de fuentes huérfanas debería ajustarse a los requisitos aplicables.

VIII.5. El bulto debería prepararse de modo que la fuente quede debidamente colocada en el sistema de contención del embalaje. Un experto cualificado debería medir los niveles de radiación y contaminación para asegurar que no se superen los límites reglamentarios. (Véanse más adelante las orientaciones para los casos en que no existan reglamentaciones o personal de reglamentación).

Expedición en virtud de arreglos especiales

VIII.6. Es concebible que en muchas situaciones de este tipo tenga que recurrirse a envíos en virtud de arreglos especiales. Antes de la expedición del bulto el remitente debería obtener las aprobaciones multilaterales necesarias.

Marcado, etiquetado

VIII.7. El bulto que contenga la fuente debería tener las marcas y etiquetas apropiadas de conformidad con las reglamentaciones aplicables. (Véanse en el párrafo VIII.12 las orientaciones para los casos en que no existan reglamentaciones o personal de reglamentación).

Documentación

VIII.8. En el momento de efectuarse el envío de la remesa debería disponerse de la documentación de transporte, incluidos los certificados de aprobación, cuando proceda, la declaración del remitente y la información para el transportista.

TRANSPORTE DE UN BULTO QUE HAYA SUFRIDO GRAVES DAÑOS

VIII.9. Es posible que un bulto de materiales radiactivos sufra graves daños en un accidente. En tales casos el bulto tendrá que ser retirado del dominio público a un lugar seguro. Cuando el bulto dañado no cumpla las reglamentaciones aplicables es probable que tenga que ser transportado en mal estado.

VIII.10. Las operaciones de recuperación, que pueden incluir la aplicación de medidas ad hoc, deberían garantizar la contención permanente y la integridad

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

del blindaje durante el transporte. El bulto debería marcarse y etiquetarse, ser transportado en virtud de arreglos especiales con aprobación multilateral e ir acompañado de los documentos de transporte aplicables.

VIII.11. Cabe señalar que las disposiciones de transporte vigentes tal vez no sean aplicables a lo siguiente:

a) el transporte a cargo de servicios de emergencia o bajo su supervisión, en tanto que ese transporte sea necesario para dar respuesta a una emergencia, en particular, el transporte:
   — por vehículos de remolque que acarreen vehículos que hayan intervenido en accidentes o que se hayan averiado y contengan mercancías peligrosas; o
   — para acarrear y recuperar las mercancías peligrosas relacionadas con un incidente o accidente y trasladarlas a un lugar seguro.
b) el transporte de emergencia destinado a salvar vidas humanas o proteger el medio ambiente, siempre que se adopten todas las medidas para asegurar que ese transporte se lleve a cabo con un nivel de seguridad aceptable.

TRANSPORTE DENTRO O A TRAVÉS DE UN PAÍS O HACIA Y DESDE SU TERRITORIO SIN APLICAR LAS REGLAMENTACIONES NECESARIAS PARA EL TRANSPORTE SEGURO DE MATERIALES RADIACTIVOS

VIII.12. Algunos países, incluso algunos Estados Miembros, no han establecido una infraestructura de reglamentación para el transporte seguro de materiales radiactivos. Para esas situaciones, el remitente/destinatario debería dirigirse a la División de Seguridad Radiológica, del Transporte y de los Desechos del OIEA para obtener orientación en cuanto al procedimiento que ha de seguirse y debería aplicar el procedimiento correspondiente.

VIII.13. Si no se aplican reglamentaciones para el transporte seguro de materiales radiactivos en un país, debería aplicarse el Reglamento de Transporte para el transporte dentro o a través de ese país o hacia y desde su territorio.

Si no se ha designado un órgano regulador para el transporte seguro de materiales radiactivos en un país, el primer certificado de aprobación (arreglo especial), que debería ser aprobado por todos los países en relación con la expedición podrá ser expedido por el órgano regulador nacional de protección radiológica establecido en el país. La División de Seguridad Radiológica, del Transporte y de

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

los Desechos del OIEA puede proporcionar orientación sobre la aplicación de las reglamentaciones internacionales sobre seguridad del transporte.

CUMPLIMENTACIÓN DEL ENVÍO

VIII.14. En tales situaciones especiales la autoridad competente o el órgano regulador de seguridad interesado debería continuar dando seguimiento a la expedición hasta su despacho en condiciones de seguridad. El remitente debería informar a la autoridad competente sobre el despacho de la expedición en condiciones de seguridad.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

COLABORADORES EN LA PREPARACIÓN Y REVISIÓN

Aceña Moreno, V.	Consejo de Seguridad Nuclear (España)
Ali Busitta, M.	Libia
Alter, U.	Ministerio Federal de Medio Ambiente, Protección de la Naturaleza y Seguridad Nuclear (Alemania)
Anikin, A.	Centro Científico y Tecnológico para Seguridad Nuclear y Radiológica (Federación de Rusia)
Ardouin, C.	Laboratorio Radiológico Nacional (Nueva Zelandia)
Ashour Al-Jeidi, J.	Libia
Askitoglu, E.	Inspección Federal de Seguridad Nuclear (Suiza)
Aziz El-Taher Elkikly, A.	Libia
Barlow, I.	Departamento de Transporte (Reino Unido)
Barton, N.	Departamento de Transporte (Reino Unido)
Belamaric, N.	Oficina Estatal de Protección Radiológica (Croacia)
Binet, J.	Comisión Europea
Blahova, V.	Oficina Estatal de Seguridad Nuclear (República Checa)
Börst, F. M.	Oficina Federal de Protección Radiológica (Alemania)
Bove, R.	ENEA (Italia)
Boyle, R.	Departamento de Transporte de los Estados Unidos (Estados Unidos de América)
Brach, W.	Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (Estados Unidos de América)
Brennan, D.	Asociación de Transporte Aéreo Internacional:
Bruno, N.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Buchelnikov, A.	Corporación Estatal de Energía Atómica (Federación de Rusia)

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Cabianca, T.	Agencia de Protección de la Salud (Reino Unido)
Capadona, N.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Carenini, L.	Instituto de Radioprotección y Seguridad Nuclear (Francia)
Charette, M.-A.	Corporación Cameco (Canadá)
Cho, D.-H.	Instituto de Seguridad Nuclear de Corea (República de Corea)
Conroy, M.	Departamento de Transporte de los Estados Unidos (Estados Unidos de América)
Cook, J.	Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (Estados Unidos de América)
Cottens, E.	Agencia Federal de Control Nuclear (Bélgica)
Crook, P.	Departamento de Transporte (Reino Unido)
Darby, S.	Sellafield Ltd. (Reino Unido)
Dekker, B.	Instituto Mundial de Transporte Nuclear
Desnoyers, B.	Instituto Mundial de Transporte Nuclear
Droste, B.	Instituto Federal para la Investigación y el Ensayo de Materiales (Alemania)
Duchacek, V.	Oficina Estatal de Seguridad Nuclear (República Checa)
Duffy, J.	Instituto de Protección Radiológica de Irlanda (Irlanda)
Dziubiak, T.	Organismo Nacional de Energía Atómica (Polonia)
Edgecombe, R.	Nordion Inc. (Canadá)
Enríquez Marchal, C.	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S. A. (España)
Ershov, V.	Centro de Respuesta a Emergencias (Federación de Rusia)
Ertürk, K.	Autoridad de Energía Atómica de Turquía (Turquía)

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Eshraghi, A.	Organización de Energía Atómica del Irán (República Islámica del Irán)
Eyre, P.	Comisión Canadiense de Seguridad Nuclear (Canadá)
Faille, S.	Comisión Canadiense de Seguridad Nuclear (Canadá)
Faludi, R.	Federación Europea de Fabricantes de Bombillas
Fasten, C.	Oficina Federal de Protección Radiológica (Alemania)
Fierbintu, T.	Comisión Nacional de Control de Actividades Nucleares (Rumania)
Fulford, G.	Nordion Inc. (Canadá)
Garg, R.	Comisión Canadiense de Seguridad Nuclear (Canadá)
Gessl, M.	Federación Internacional de Asociaciones de Pilotos de Líneas Aéreas
Getrey, C.	Autoridad de Seguridad Nuclear (Francia)
Girkens, P.	Ministerio Federal de Medio Ambiente, Protección de la Naturaleza y Seguridad Nuclear (Alemania)
Glenn, K.	Comisión Canadiense de Seguridad Nuclear (Canadá)
Gorlin, S.	Asociación Nuclear Mundial
Gullö, J.	Agencia Sueca de Contingencias Civiles (Suecia)
Hajizadeh, B.	Organización de Energía Atómica del Irán (República Islámica del Irán)
Hanaki, I.	Organismo de Seguridad Nuclear e Industrial (Japón)
Hellsten, S.	Organismo de Seguridad Radiológica y Nuclear (Finlandia)
Herrati, A.	Centro de Investigación Nuclear de Argel (Argelia)
Herrati, H.	Argelia
Hesius, M.	Organismo de Seguridad Radiológica y Nuclear (Bélgica)

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Hinrichsen, P. J.	Organismo Nacional de Reglamentación Nuclear (Sudáfrica)
Hirose, M.	Instituto Mundial de Transporte Nuclear
Hishida, M.	Organización de Seguridad de la Energía Nuclear del Japón (Japón)
Hornkjøl, S.	Autoridad Noruega de Protección Radiológica (Noruega)
Hursthouse, J.	Departamento de Transporte (Reino Unido)
Ikoma, Y.	Secretaría de la Comisión de Seguridad Nuclear (Japón)
Ilijas, B.	Oficina Estatal de Seguridad Radiológica y Nuclear (Croacia)
Itoh, C.	Instituto Central de Investigación de la Industria Eléctrica (Japón)
Iwasa, T.	Ministerio de Educación, Cultura, Deportes, Ciencias y Tecnología (Japón)
Jacob, E.	DSND/ASND (Francia)
Jutier, L.	Instituto de Radioprotección y Seguridad Nuclear (Francia)
Kapoor, A.	Departamento de Energía de los Estados Unidos (Estados Unidos de América)
Katona, T.	Academia de Ciencias de Hungría (Hungría)
Kavanagh, J.	Nordion Inc. (Canadá)
Kent, N.	Instituto Mundial de Transporte Nuclear
Kervella, O.	Comisión Económica para Europa
Kirchnawy, F.	Ministerio Federal de Transporte, Innovación y Tecnología (Austria)
Koch, F.	Inspección Federal de Seguridad Nuclear (Suiza)
Kojima, S.	Organismo de Seguridad Nuclear e Industrial (Japón)

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Komann, S.	Instituto Federal para la Investigación y el Ensayo de Materiales (Alemania)
Konnai, A.	Instituto Nacional de Investigación Marítima (Japón)
Korbmacher, T.	Instituto Mundial de Transporte Nuclear
Krochmaluk, J.	Autoridad de Seguridad Nuclear (Francia)
Krzaniak, M.	Nordion Inc. (Canadá)
Kueny, L.	Instituto de Radioprotección y Seguridad Nuclear (Francia)
Lahkola, A.	Organismo de Seguridad Radiológica y Nuclear (Finlandia)
Lamarche, D.	Ministerio de Transporte del Canadá (Canadá)
Landier, D.	Autoridad de Seguridad Nuclear (Francia)
Leblanc, L.	Agencia Federal de Control Nuclear (Bélgica)
Lee, B.-H.	Instituto de Seguridad Nuclear de Corea (República de Corea)
Li, X.	CNNC Everclean Co. Ltd (China)
Lizot, M.-T.	Instituto de Radioprotección y Seguridad Nuclear (Francia)
Lopez Vietri, J.	Autoridad Regulatoria Nuclear (Argentina)
Lourtie, G.	Agencia Federal de Control Nuclear (Bélgica)
Malesys, P.	Instituto Mundial de Transporte Nuclear
Marzo, G.	ENEA (Italia)
McGhee, S.	Nordion Inc. (Canadá)
Mennerdahl, D.	E. Mennerdahl Systems (Suecia)
Miller, J.	Asociación Internacional de Suministradores y Productores de Fuentes
Mirfakhraei, P.	Comisión Canadiense de Seguridad Nuclear (Canadá)

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Mochizuki, H.	Instituto Nacional de Investigación Marítima (Japón)
Mohajane, E. P.	Eco Glades Office Park (Sudáfrica)
Morshuizen, M. T.	Ministerio de Vivienda, Planificación Espacial y Medio Ambiente (Países Bajos)
Mosoeunyane, S. J.	Organismo Nacional de Reglamentación Nuclear (Sudáfrica)
Muneer, M.	Autoridad Reguladora Nuclear del Pakistán (Pakistán)
Nada, A.	Organismo de Energía Atómica de Egipto (Egipto)
Naumann, I.	Federación Europea de Fabricantes de Bombillas
Neau, H.-J.	Instituto Mundial de Transporte Nuclear
Nitsche, F.	Oficina Federal de Protección Radiológica (Alemania)
O'Connor, G.	Departamento de Transporte (Reino Unido)
O'Connor, S.	Departamento de Energía de los Estados Unidos (Estados Unidos de América)
Odano, N.	Instituto Nacional de Investigación Marítima (Japón)
Ordaz, V.	Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (Estados Unidos de América)
Orsini, A.	ENEA (Italia)
Ortiz de Echevarria Diez, I.	Instituto de Radioprotección y Seguridad Nuclear (Francia)
Oue, K.	Organismo de Seguridad Nuclear e Industrial (Japón)
Owen, G.	International Nuclear Services (Reino Unido)
Oyinloye, J.	Departamento de Transporte (Reino Unido)
Parks, C.	Laboratorio Nacional de Oak Ridge (Estados Unidos de América)
Patko, A.	NAC International (Estados Unidos de América)
Pecnik, M.	Oficina Estatal de Protección Radiológica (Croacia)

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Rahim, I.	Organización Marítima Internacional
Reculeau, J.-Y.	Autoridad de Seguridad Nuclear (Francia)
Reiche, I.	Oficina Federal de Protección Radiológica (Alemania)
Richartz, M.	Ministerio Federal de Medio Ambiente, Protección de la Naturaleza y Seguridad Nuclear (Alemania)
Roelofsen, E.	Covidien (Países Bajos)
Rooney, K.	Organización de Aviación Civil Internacional
Rossi, L.	Comisión Europea
Rubio de Juan, E.	Consejo de Seguridad Nuclear (España)
Sáfár, J.	Autoridad de Energía Atómica de Hungría (Hungría)
Sallit, G.	Departamento de Transporte (Reino Unido)
Sampson, M.	Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (Estados Unidos de América)
Sannen, H.	TNB — Consultant (Bélgica)
Sarkar, S.	Agencia Australiana de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear (Australia)
Sauron, C.	Autoridad de Seguridad Nuclear (Francia)
Savic, N.	Ministerio Federal de Transporte, Innovación y Tecnología (Austria)
Schwela, U.	Centro Internacional de Estudios del Tantalio-Niobio
Sekse, T.	Autoridad Noruega de Protección Radiológica (Noruega)
Sen, A.	Great Minster House (Reino Unido)
Sert, G.	Instituto de Radioprotección y Seguridad Nuclear (Francia)
Shukri, T.	Ciudad de Ciencia y Tecnología Rey Abdulaziz (Arabia Saudita)
Singh, R.	Junta Reguladora de la Energía Atómica (India)

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Smith, J.	Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (Estados Unidos de América)
Statkus, V.	Centro de Protección Radiológica (Lituania)
Stewart, J.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Stroem, K.	Agencia Sueca de Contingencias Civiles (Suecia)
Svahn, B.	Autoridad Sueca de Seguridad Radiológica (Suecia)
Svein-Erik, C.	Autoridad Noruega de Protección Radiológica (Noruega)
Takani, M.	Instituto Mundial de Transporte Nuclear
Ter Morshuizen, M.	Ministerio de Vivienda, Planificación Espacial y Medio Ambiente (Países Bajos)
Tezuka, H.	Organización de Seguridad de la Energía Nuclear del Japón (Japón)
Tikkinen, J.	Organismo de Seguridad Radiológica y Nuclear (Finlandia)
Trivelloni, S.	ISPRA (Italia)
Turner, M.	Departamento de Transporte (Reino Unido)
Twala, V.	Eskom (Sudáfrica)
van Aarle, J.	AXPO AG/Energía Nuclear (Suiza)
Van de Put, F.	Federación Europea de Fabricantes de Bombillas
Vince, D.	Departamento de Transporte (Reino Unido)
Vogiatzi, S.	Comisión Griega de Energía Atómica (Grecia)
Welleman, E.	Autoridad Sueca de Seguridad Radiológica (Suecia)
Whittingham, S.	Departamento de Transporte (Reino Unido)
Wille, F.	Instituto Federal para la Investigación y el Ensayo de Materiales (Alemania)

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Wortmann, G.	NTP Radioisotopes (Pty) Ltd (Sudáfrica)/Asociación Internacional de Suministradores y Productores de Fuentes
Xavier, A. M.	Comisión Nacional de Energía Nuclear (Brasil)
Yamaguchi, M.	Organización de Seguridad de la Energía Nuclear del Japón (Japón)
Yamanaka, T.	Organización de Seguridad de la Energía Nuclear del Japón (Japón)
Yamasaki, A.	Nippon Kaiji Kentei Kyokai (Japón)
Yamauchi, T.	Organismo de Seguridad Nuclear e Industrial (Japón)
Zamora Martín, F.	Consejo de Seguridad Nuclear (España)
Zika, H.	Autoridad Sueca de Seguridad Radiológica (Suecia)

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

ÍNDICE

(por orden numérico de párrafos o apéndices)

Actividad específica: 226, 240, 408, 409, Apéndice II

Aduana: 578

Aéreo (transporte): 106, 217, 410, 433, 525, 573 a 575, 577, 617 a 621, 633, 650, 653, 680, 816, 817

Agua: 106, 217, 409, 534, 601, 603, 605, 610, 658, 670, 671, 677, 678, 680 a 682, 703, 710, 711, 719 a 721, 726, 729, 730 a 733, 831, 833

Alivio de presión: 631, 644, 660

Almacenamiento: 106, 306, 504, 506, 559, 565, 566

Aprobación multilateral: 204, 310, 403, 718, 803, 805, 806, 809, 812, 816, 817, 820, 824, 828, 829, 834

Aprobación unilateral: 205, 502, 803, 805, 806, 818, 828

Arreglo especial: 238, 310, 401, 435, 525, 527, 539, 544, 555, 571, 575, 802, 824 a 829, 831

Autoridad competente: 104, 204, 205, 207 a 209, 238, 302, 306 a 308, 309, 310, 313, 315, 403, 430, 502, 509, 528, 532, 533, 539, 544, 552 a 555, 562, 572, 579, 603, 632, 638, 665, 666, 676, 711, 801, 802, 804, 805, 808, 811, 813 a 819, 821, 823, 825 a 834

Baja actividad específica: 226, 244, 408 a 411, 516 a 521, 535, 538, 542, 544, 563, 568, 601, 626, 701, 703

Blindaje: 226, 409, 501, 518, 625, 626, 651, 657, 669, 716

Bulto del Tipo A: 230, 427 a 429, 532, 633 a 649, 725, 815, 828

Bulto del Tipo B(M) : 230, 430, 432, 433, 501, 502, 533, 534, 555, 573, 574, 665, 666, 730, 802, 809, 810, 811, 820, 828, 829, 833

Bulto del Tipo B(U): 230, 430, 431, 433, 501, 502, 533, 534, 555, 650 a 664, 730, 802, 806, 808, 828

Bulto del Tipo C: 230, 430, 434, 501, 502, 533, 534, 555, 667 a 670, 680, 730, 734 a 737, 802, 806, 808, 828

Bulto exceptuado: 232, 421 a 426, 514, 515, 541, 620, 815, 828, 829

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Bulto industrial: 230, 401, 410, 516 a 522, 532, 621 a 628, 815, 828, 829

Buque (embarcación): 217, 219, 249, 525, 571, 572, 802, 820

Calor: 104, 501, 552, 562, 603, 651, 704, 708, 728, 807, 831 a 833

Camión cisterna: 242

Carretera (transporte por): 217, 242, 248, 525, 563, 567 a 570

Categorías de bultos: 527, 528, 536, 538, 544, 560, 569

Certificado de aprobación: 104, 111, 204, 205, 238, 306, 310, 403, 418, 430, 431 a 434, 501, 502, 528, 533, 539, 544, 553, 554, 556 a 558, 562, 632, 665, 676, 718, 801 a 806, 808, 809, 811, 812, 814, 816 a 834

Cisterna: 242, 504, 508, 513, 521, 536, 537, 541, 542, 549, 567, 625, 626

Condiciones ambientales: 615, 617 a 619, 643, 651 a 654, 664, 668, 676, 703, 710, 711, 728, 810, 831, 833

Condiciones de accidente: 106, 403, 404, 636, 671, 682, 726

Condiciones normales: 106, 510, 651, 681, 719 a 725

Condiciones rutinarias: 106, 215, 424, 507, 518, 563, 569, 612, 615, 625 a 627, 679

Contaminación: 214 a 216, 309, 413, 425, 507 a 509, 511, 512, 518, 657, 669

Contención: 104, 231, 501, 618, 648, 651, 725

Contenedor cisterna: 242

Contenedor: 218, 221, 223, 244, 313, 508, 514, 521, 522, 523, 536 a 538, 540 a 542, 544, 549, 552, 559, 563, 565 a 567, 570, 627, 807, 820, 831, 832

Controles operacionales: 228, 574, 666, 810, 822, 825, 831 a 833

Correo: 423, 424, 514, 576, 577

Criticidad: 101, 104, 209, 671, 716, 820, 831 a 833

Descontaminación: 512

Destinatario: 210, 221, 309, 529, 544, 578

Diseño del bulto: 418, 420, 431 a 434, 532 a 534, 539, 544, 554, 616, 630, 648, 649, 673 a 676, 801, 805 a 814, 816, 817, 822, 827 a 829, 833, 834

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Documento(s) de transporte: 313, 538, 543 a 545, 550 a 552

Dosis: Apéndice II

Embalaje vacío: 422, 425, 577

Embalaje: 104, 106, 111, 209, 213, 220, 224, 230, 231, 235, 306, 307, 313, 409, 425, 501, 504, 529, 531 a 533, 577, 609, 613, 629, 637, 641, 645, 651, 663, 677, 678, 701, 718, 723, 807, 815 a 817, 819, 829, 831 a 833

Emergencia: 102, 304, 305, 309, 313, 552, 831 a 833

Ensayo(s): 111, 224, 502, 601, 603, 605, 622, 624 a 628, 630, 632, 646, 648, 649, 651, 656, 657, 658, 660, 661, 668, 669, 670, 675, 677 a 682, 701 a 713, 716 a 737, 803, 807

Espacio vacío: 420, 647

Estiba: 219, 229, 307, 313, 552, 562, 572, 807, 831 a 833, Apéndice IV

Etiqueta: 425, 506, 528, 536 a 541, 553, 545, 567, 570

Expedición (envío): 204, 237, 417, 501, 502, 528, 544, 554 a 558, 569, 572, 674, 677, 802, 803, 807, 820 a 834

Exposición a la radiación: 244, 302, 559, 578

Fabricación: 106, 306, 307, 638, 677, 713, 807, 815, 816, 817, 818, 819, 831, 833

Ferrocarril (transporte por): 217, 242, 531, 571, 572

Fijación: 636, Apéndice IV

Forma especial: 201, 220, 239, 306, 307, 415, 428, 429, 433, 502, 544, 556, 602 a 604, 640, 657, 701, 704, 709, 802 a 804, 818, 827, 828, 830 a 833

Fractura frágil: Apéndice V

Fuga: 509, 603, 619, 630, 632, 644, 648, 677, 680, 704, 710, 711, 731 a 733

Gas: 235, 242, 409, 626, 642, 649, 725

Hexafluoruro de uranio: 230, 404, 419, 420, 521, 629 a 632, 677, 718, 802, 805, 828, 829, 833

Índice de seguridad con respecto a la criticidad: 218, 523, 524, 539, 540, 544, 563 a 566, 683, 820, 831, 833

Índice de transporte: 244, 521, 522, 524, 527, 538, 544, 563, 564

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Inspección: 302, 306, 307, 502, 578, 801

Irradiación solar: 617, 652, 653, 655, 728

Límites de actividad: 111, 201, 230, 402, 411, 414, 815 a 817, Apéndice I, Apéndice II,
A_1: 201, 402, 404 a 407, 428, 429, 559, 820 (433, 555, 820)
A_2: 201, 402 a 407, 409, 428, 429, 544, 657, 669 (410, 433, 555, 601, 605, 657, 658, 669, 730, 820)

Límites de dosis: 301

Lixiviación: 409, 603, 703, 704, 710, 711, 712

Mantenimiento: 104, 106, 306, 307, 677, 807, 832

Marca de identificación: 532, 533, 544, 549, 556, 804, 805, 808, 811, 814, 828 a 833

Marcado: 423, 424, 506, 528 a 535, 537, 543, 545, 816, 829

Masa: 240, 247, 417, 418, 420, 531, 538, 544, 556, 606, 608, 657, 673, 677, 682, 709, 722 a 724, 727, 735, 831, 833

Material radiactivo de baja dispersión: 220, 225, 306, 307, 416, 433,502, 544, 556, 605, 663, 701, 703, 712, 802 a 804, 806, 809, 827, 828, 830 a 833

Medio de transporte: 104, 217, 221, 223, 411, 414, 417, 508, 509, 511 a 513, 518, 520, 522, 523, 544, 552, 563, 566, 606, 807, 820, 822, 831, 832

Mercancías peligrosas: 110, 505, 506, 548, 559, 626

N: 681, 682, 683

Nivel de radiación: 104, 233, 309, 404, 411, 414, 423, 509, 512, 515, 516, 521, 522, 525 a 527, 563, 569, 573, 575, 605, 622, 624 a 628, 646, 657, 669

Nombre de expedición: 528, 544, 545

Normas básicas de seguridad: 101, 304, 308

Notificación: 554 a 557, 819

Número de las Naciones Unidas: 401, 528, 542, 544, 568

Número de serie: 533, 816, 819

Objetos contaminados en la superficie: 241, 244, 412 a 414, 516 a 522, 535, 538, 542, 544, 568

Otras propiedades peligrosas: 506, 536, 616

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Período de semidesintegración: Apéndice II

Presión normal de trabajo máxima: 228, 619, 661, 662, 668, 669, 807

Presión: 228, 420, 501, 502, 615, 619, 625, 626, 631, 632, 639, 643, 644, 660 a 662, 668, 669, 718, 729, 730, 807

Protección radiológica: 102, 234, 302, 311, 572, 802, 820

Recipiente intermedio para graneles: 224, 504, 508, 513, 628

Remesa: 203, 204, 210 a 212, 236 a 238, 243, 305, 310, 402, 405, 417, 423, 505, 523, 524, 542, 544, 545, 551 a 555, 559, 561, 563, 564, 567 a 569, 572, 573, 576, 577, 579, 672, 803, 824, 831 a 833

Remitente: 211, 212, 221, 229, 306, 307, 309, 529, 544 a 547, 552 a 555, 557, 558, 577, 801, 831 a 833

Responsabilidad: 103, 307

Rótulo: 313, 506, 541 a 543, 545, 567, 568

Separación: 313, 559, 560, 565, Apéndice III

Sin embalar: 223, 244, 417, 423, 513, 518, 520, 521, 542, 559, 568

Sistema de confinamiento: 209, 501, 678, 833

Sistema de contención: 213, 228, 501, 502, 619, 630, 639 a 643, 645, 648, 658, 660, 661, 670, 677, 682, 714, 716, 724, 807, 833

Sistema de gestión**:** 105, 232, 306, 803, 805, 807, 813, 815 a 818, 830 a 833

Sistema de refrigeración: 574, 659

Sobreenvase: 218, 229, 244, 508, 522 a 528, 530, 536 a 538, 540, 544, 552, 559, 560, 562 a 567, 569 a 571, 575, 820

Sustancias fisionables: 209, 218, 222, 230, 401, 409, 417 a 419, 501, 502, 506, 514, 517, 536, 538, 540, 544, 556, 565, 566, 629, 671 a 683, 716, 731 a 733, 802, 806, 809, 812 a 814, 816, 817, 820, 828, 829, 831 a 833

Tasas de dosis: Apéndice II

Temperatura: 228, 420, 502, 615, 617, 618, 637, 647, 652 a 654, 664, 668, 671, 676, 703, 708 a 711, 728, 810, 831, 833

Transportista: 203, 206, 307, 309, 548, 552, 553, 831

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Uso exclusivo: 221, 417, 513, 518, 524 a 527, 535, 542, 544, 563, 564, 567 a 569, 571, 573, 652, 653

Valores de aceleración: Apéndice IV

Valores de exención: 107, 226, 236, 402, 404 a 407

Vehículo: 217, 219, 242, 248, 313, 532, 549, 550, 563, 567 a 571, 828

Venteo: 228, 666, 820

Verificación del cumplimiento: 102, 105, 208, 307

Zona de la cubierta: 217, 219, 820

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

IAEA
Organismo Internacional de Energía Atómica

N° 24

PEDIDOS DE PUBLICACIONES

En los siguientes países, las publicaciones de pago del OIEA pueden adquirirse a través de los proveedores que se indican a continuación o en las principales librerías locales.

Los pedidos de publicaciones gratuitas deben hacerse directamente al OIEA. Al final de la lista de proveedores se proporcionan los datos de contacto.

ALEMANIA

Goethe Buchhandlung Teubig GmbH
Schweitzer Fachinformationen
Willstätterstrasse 15, 40549 Düsseldorf, ALEMANIA
Teléfono: +49 (0) 211 49 874 015 • Fax: +49 (0) 211 49 874 28
Correo electrónico: kundenbetreuung.goethe@schweitzer-online.de •
Sitio web: http://www.goethebuch.de

BÉLGICA

Jean de Lannoy
Avenue du Roi 202, 1190 Bruselas, BÉLGICA
Teléfono: +32 2 5384 308 • Fax: +32 2 5380 841
Correo electrónico: jean.de.lannoy@euronet.be • Sitio web: http://www.jean-de-lannoy.be

CANADÁ

Renouf Publishing Co. Ltd.
20-1010 Polytek Street, Ottawa, ON K1J 9J1, CANADÁ
Teléfono: +1 613 745 2665 • Fax: +1 643 745 7660
Correo electrónico: order@renoufbooks.com • Sitio web: http://www.renoufbooks.com

Bernan Associates
4501 Forbes Blvd., Suite 200, Lanham, MD 20706-4391, ESTADOS UNIDOS DE AMÉRICA
Teléfono: +1 800 865 3457 • Fax: +1 800 865 3450
Correo electrónico: orders@bernan.com • Sitio web: http://www.bernan.com

ESTADOS UNIDOS DE AMÉRICA

Bernan Associates
4501 Forbes Blvd., Suite 200, Lanham, MD 20706-4391, ESTADOS UNIDOS DE AMÉRICA
Teléfono: +1 800 865 3457 • Fax: +1 800 865 3450
Correo electrónico: orders@bernan.com • Sitio web: http://www.bernan.com

Renouf Publishing Co. Ltd.
812 Proctor Avenue, Ogdensburg, NY 13669-2205, ESTADOS UNIDOS DE AMÉRICA
Teléfono: +1 888 551 7470 • Fax: +1 888 551 7471
Correo electrónico: orders@renoufbooks.com • Sitio web: http://www.renoufbooks.com

FEDERACIÓN DE RUSIA

Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety
107140, Moscú, Malaya Krasnoselskaya st. 2/8, bld. 5, FEDERACIÓN DE RUSIA
Teléfono: +7 499 264 00 03 • Fax: +7 499 264 28 59
Correo electrónico: secnrs@secnrs.ru • Sitio web: http://www.secnrs.ru

FRANCIA

Form-Edit
5 rue Janssen, PO Box 25, 75921 París CEDEX, FRANCIA
Teléfono: +33 1 42 01 49 49 • Fax: +33 1 42 01 90 90
Correo electrónico: fabien.boucard@formedit.fr • Sitio web: http://www.formedit.fr

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Lavoisier SAS
14 rue de Provigny, 94236 Cachan CEDEX, FRANCIA
Teléfono: +33 1 47 40 67 00 • Fax: +33 1 47 40 67 02
Correo electrónico: livres@lavoisier.fr • Sitio web: http://www.lavoisier.fr

L'Appel du livre
99 rue de Charonne, 75011 París, FRANCIA
Teléfono: +33 1 43 07 43 43 • Fax: +33 1 43 07 50 80
Correo electrónico: livres@appeldulivre.fr • Sitio web: http://www.appeldulivre.fr

HUNGRÍA

Librotrade Ltd., Book Import
Pesti ut 237. 1173 Budapest, HUNGRÍA
Teléfono: +36 1 254-0-269 • Fax: +36 1 254-0-274
Correo electrónico: books@librotrade.hu • Sitio web: http://www.librotrade.hu

INDIA

Allied Publishers
1st Floor, Dubash House, 15, J.N. Heredi Marg, Ballard Estate, Bombay 400001, INDIA
Teléfono: +91 22 4212 6930/31/69 • Fax: +91 22 2261 7928
Correo electrónico: alliedpl@vsnl.com • Sitio web: http://www.alliedpublishers.com

Bookwell
3/79 Nirankari, Delhi 110009, INDIA
Teléfono: +91 11 2760 1283/4536
Correo electrónico: bkwell@nde.vsnl.net.in • Sitio web: http://www.bookwellindia.com/

ITALIA

Libreria Scientifica "AEIOU"
Via Vincenzo Maria Coronelli 6, 20146 Milán, ITALIA
Teléfono: +39 02 48 95 45 52 • Fax: +39 02 48 95 45 48
Correo electrónico: info@libreriaaeiou.eu • Sitio web: http://www.libreriaaeiou.eu/

JAPÓN

Maruzen-Yushodo Co., Ltd.
10-10, Yotsuyasakamachi, Shinjuku-ku, Tokyo 160-0002, JAPÓN
Teléfono: +81 3 4335 9312 • Fax: +81 3 4335 9364
Correo electrónico: bookimport@maruzen.co.jp • Sitio web: http://maruzen.co.jp

REPÚBLICA CHECA

Suweco CZ, s.r.o.
SESTUPNÁ 153/11, 162 00 Praga 6, REPÚBLICA CHECA
Teléfono: +420 242 459 205 • Fax: +420 284 821 646
Correo electrónico: nakup@suweco.cz • Sitio web: http://www.suweco.cz

Los pedidos de publicaciones, tanto de pago como gratuitas, se pueden enviar directamente a:

Sección Editorial del OIEA, Dependencia de Mercadotecnia y Venta
Organismo Internacional de Energía Atómica
Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Viena, Austria
Teléfono: +43 1 2600 22529 ó 22530 • Fax: +43 1 2600 29302
Correo electrónico: sales.publications@iaea.org • Sitio web: http://www.iaea.org/books

15-08213

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

La publicación Normas de seguridad del OIEA No SSG-26 (Rev. 1) sustituye a la presente publicación.

Seguridad mediante las normas internacionales

"Los Gobiernos, órganos reguladores y explotadores de todo el mundo deben velar por que los materiales nucleares y las fuentes de radiación se utilicen con fines benéficos y de manera segura y ética. Las normas de seguridad del OIEA están concebidas para facilitar esa tarea, y aliento a todos los Estados Miembros a hacer uso de ellas."

Yukiya Amano
Director General

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
VIENA
ISBN 978–92–0–300116–8
ISSN 1020–5837